

CENTRALE NUCLÉAIRE DU TRICASTIN

Enquête Publique sur le rapport du 4^e réexamen périodique



Réacteur numéro 4

Document 1 - Note de présentation



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 radioprotection¹. Cette autorisation est délivrée sans limitation de la durée de fonctionnement. Pour autant, la réglementation prévoit un réexamen approfondi de l'installation tous les 10 ans² (appelé réexamen périodique) pour évaluer les conditions de la poursuite du fonctionnement pour les 10 années suivantes.

Pour les réexamens périodiques des réacteurs électronucléaires au-delà de leur 35^e année de fonctionnement, le code de l'environnement prévoit la réalisation d'une enquête publique sur le rapport³ du réexamen.

Cette note de présentation constitue la pièce 1 du dossier d'enquête publique sur le rapport du 4^e réexamen périodique du Réacteur n°4 de la centrale électronucléaire EDF de Tricastin (Tricastin 4). 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 Tricastin 4, rappelle l'objet de l'enquête publique, et replace les différentes pièces du dossier d'enquête dans le contexte général du 4^e 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 du Tricastin.

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.



Les parties suivantes présentent les principales conclusions du 4^e réexamen ainsi que les principales dispositions prises ou proposées par EDF depuis le 3^e réexamen périodique du Réacteur n°4 de la centrale du Tricastin 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^e réexamen. Cette présentation reprend la structure et les thématiques du rapport du 4^e réexamen de Tricastin 4. Les volets risques, inconvénients et maintien dans le temps des installations y sont successivement abordés. Cette présentation propose ainsi une synthèse du rapport du réexamen, objet de l'enquête publique, en des termes accessibles au plus grand nombre.

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 L'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASN) 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^{er} janvier 2025. Elle est issue de la réunion de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) et de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

² Voir Art.L593-18 du code de l'Environnement.

³ 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).

Sommaire



1	Introduction : l'enquête publique et son contexte	04
2	La centrale nucléaire EDF du Tricastin	08
3	Les reacteurs électronucléaires - fonctionnement et sûreté	10
■	3.1 Fonctionnement d'une centrale nucléaire	10
■	3.2 Les fondamentaux de sûreté	11
	3.2.1 Les trois barrières de confinement.....	11
	3.2.2 Les trois fonctions de sûreté.....	12
	3.2.3 La défense en profondeur.....	12
■	3.3 La sûreté sur le terrain	13
	3.3.1 Enseignements de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.....	13
	3.3.2 La sûreté dans le bâtiment réacteur.....	15
	3.3.3 La sûreté dans le bâtiment combustible.....	16
	3.3.4 La sûreté en cas de fusion du combustible.....	18
4	Volet « risques » du réexamen de Tricastin 4	20
■	4.1 Conformité de l'installation	20
	4.1.1 La gestion de la conformité.....	20
	4.1.2 L'examen de conformité des tranches (ECOT).....	20
	4.1.3 Le programme d'investigations complémentaires (PIC).....	21
	4.1.4 Les revues de conformité de système.....	21
	4.1.5 Les essais particuliers.....	21
■	4.2 Réévaluation du niveau de sûreté nucléaire	22
	4.2.1 Les principales dispositions « Noyau Dur ».....	23
	4.2.2 Accidents sans fusion du cœur.....	25
	4.2.2.1 Cadre général de la thématique.....	25
	4.2.2.2 Illustration des principales dispositions ..	25
	4.2.3 Agressions.....	26
	4.2.3.1 Cadre général de la thématique.....	26
	4.2.3.2 Illustrations des principales dispositions.....	26
	4.2.4 Piscine d'entreposage du combustible usé.....	30
	4.2.4.1 Cadre général de la thématique.....	30
	4.2.4.2 Illustrations des principales dispositions.....	31
	4.2.5 Accidents avec fusion du cœur.....	34
	4.2.5.1 Cadre général de la thématique.....	34
	4.2.5.2 Illustrations des principales dispositions.....	34
5	Dispositions relatives au volet « inconvénients » du réexamen de Tricastin 4	37
■	5.1 Dispositions prises au regard des règles applicables et du retour d'expérience	38
	5.1.1 Respect de la réglementation.....	38
	5.1.2 Bilan de l'expérience acquise et principales dispositions d'amélioration continue.....	38
■	5.2 Dispositions vis-à-vis de l'actualisation de l'appréciation des inconvénients	41
6	Maintien dans le temps des installations	43
■	6.1 Maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence	43
■	6.2 Matériels qualifiés aux conditions accidentelles	45
6	Conclusion	46



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 limitation de la durée de fonctionnement. Pour autant, la réglementation prévoit un réexamen approfondi de l'installation tous les 10 ans², le réexamen périodique, pour évaluer les conditions de la poursuite du fonctionnement pour les 10 années suivantes.



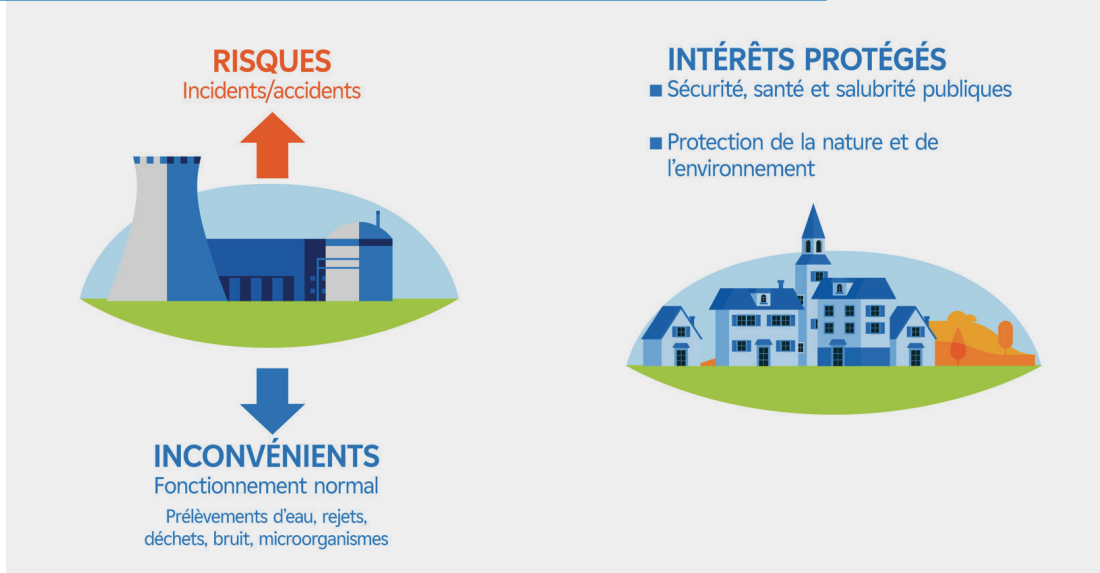
Le rapport du 4^e réexamen périodique du réacteur n°4 de la centrale nucléaire EDF du Tricastin (Tricastin 4) située à Saint-Paul-Trois-Châteaux (26130) est soumis à enquête publique⁴. Cette enquête vise à informer le public et lui permettre de formuler ses observations et propositions.

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).

⁴ Pour les réexamens au-delà de la 35^e année de fonctionnement du réacteur, le code de l'environnement prévoit la réalisation d'une enquête publique sur le rapport de ces réexamens.



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 leur puissance 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^e 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 (ASN, www.asn.fr) qui a saisi l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN, www.irsnn.fr), son expert technique, et consulté les groupes permanents d'experts (GPE)⁵. 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 EDF⁶.



Pour le 4^e 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.



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). 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 publics⁷.

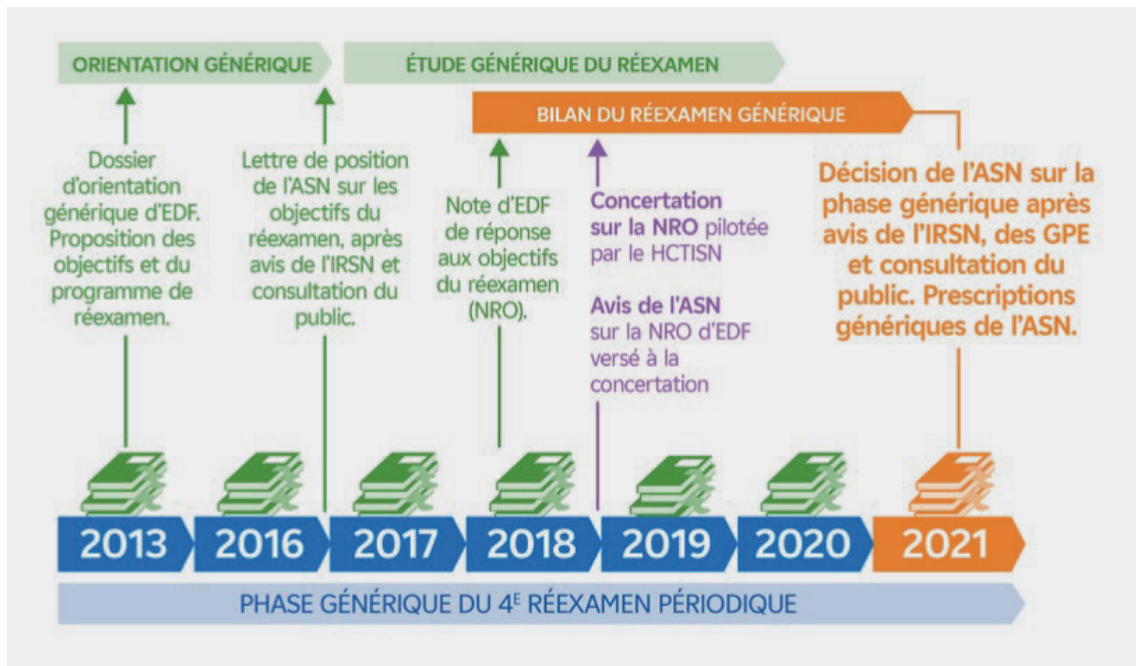
La phase générique s'est achevée par la publication le 23 février 2021 de l'avis de l'ASN assorti de prescriptions génériques⁸ qui ont fait l'objet au préalable d'une consultation du public.

⁵ 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.

⁶ ASN - Orientations génériques du RP4 900 - CODEP-DCN-2016-007286 du 20 avril 2016.

⁷ Pièce n° 4 du dossier de l'enquête publique.

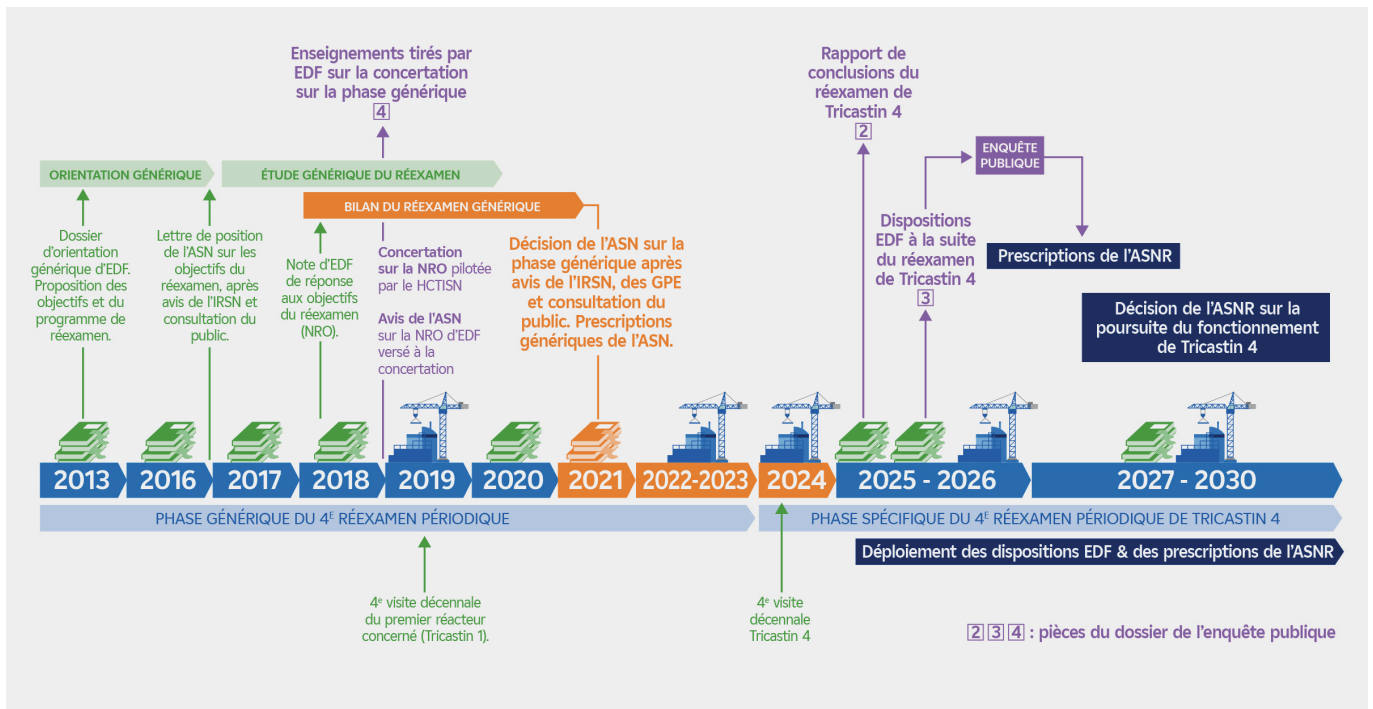
⁸ ASN - Phase générique du RP4 900 - Rapport d'instruction - CODEP-DCN-2021-007968 de mars 2021.
ASN - Décision n° 2021-DC-0706 de l'ASN du 23 février 2021 fixant à EDF les prescriptions applicables aux réacteurs de 900 MWe au vu des conclusions de leur 4^e réexamen périodique. <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/la-poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-900-mwe-au-dela-de-40-ans>
ASN - Courrier à EDF - Position de l'ASN sur la phase générique du RP4 900 - CODEP-DCN-2021-009580 du 23 février 2021.



Le réexamen périodique du réacteur Tricastin 4

Ce 4^e 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°4 de la centrale nucléaire du Tricastin. 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 ministre en charge de la sûreté nucléaire et à l'ASN. Il est élaboré après

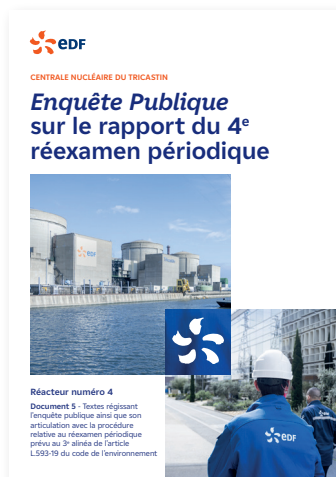
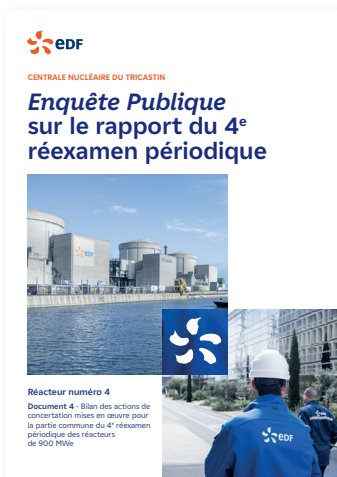
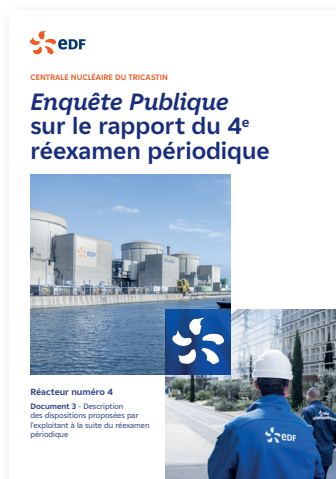
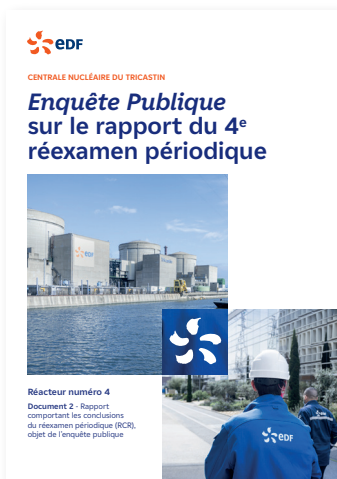
la visite décennale du réacteur pendant laquelle sont mises en œuvre des modifications et des opérations de contrôle et de maintenance. C'est pendant cet arrêt que sont réalisés des essais décennaux comme l'inspection de la cuve du réacteur, l'épreuve hydraulique de circuits pour vérifier leur étanchéité 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^e réexamen périodique de Tricastin 4.



L'enquête publique sur le rapport du 4^e réexamen de Tricastin 4

La visite décennale de Tricastin 4 s'est déroulée du 20 janvier au 16 juillet 2024. Le rapport de conclusions du 4^e réexamen périodique a été transmis par EDF le 17 juin 2025 au ministre chargé de la sûreté nucléaire et à l'ASN.

Le dossier de l'enquête publique du 4^e réexamen périodique de Tricastin 4 comprend les pièces suivantes :



Ce document (pièce 1) présente les principales dispositions prises par EDF sur Tricastin 4 pour améliorer la protection des intérêts depuis le 3^e réexamen, dont notamment celles mises en œuvre pendant la 4^e 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 Tricastin 4 et dans les prescriptions qu'elle prend.

La centrale nucléaire EDF du Tricastin

2.



La centrale nucléaire EDF du Tricastin, située en bordure du canal de Donzère-Mondragon, a une emprise territoriale en Drôme (26) et Vaucluse (84). Elle est implantée au carrefour de 4 départements : Ardèche, Drôme, Gard et Vaucluse, et de trois régions : Auvergne-Rhône-Alpes, Provence-Alpes-Côte-d'azur et Occitanie. Le réacteur n°2 est situé sur la commune de Saint Paul Trois Châteaux. Les agglomérations les plus importantes situées à proximité de la centrale sont Pierrelatte à 10 km, Bagnols-Sur-Cèze à 20 km, Orange à 22 km, Montélimar à 25 km et Avignon à 43 km.

La centrale nucléaire du Tricastin comprend quatre Réacteurs à Eau Pressurisée (REP) d'une puissance électrique unitaire de 900 MWe refroidis en circuit dit « ouvert » avec l'eau du canal de Donzère-Mondragon. Le réacteur n°4 a été mis en service en 1981.

En 2024, la centrale nucléaire du Tricastin a produit près de 21,6 milliards de kilowattheure d'électricité décarbonée ce qui couvre la consommation électrique de près de 4,5 millions de foyers.

La centrale est un des premiers employeurs du territoire avec en permanence plus de 2000 personnes présentes sur le site.

Une visite décennale représente :

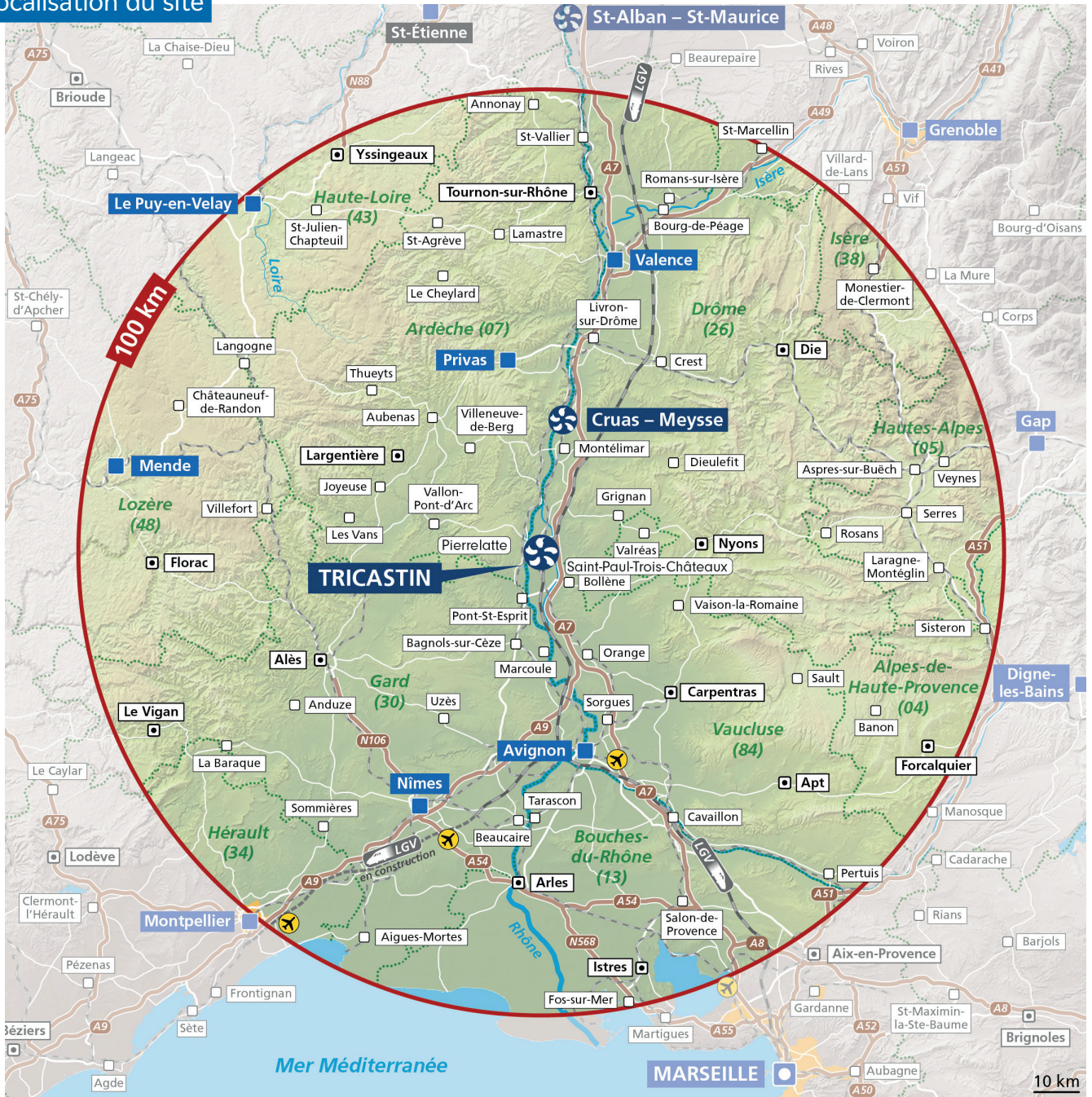
- 5 mois d'activités
- 5 000 intervenants
- 250 millions d'euros d'investissement
- 80 chantiers d'améliorations

Les marchés passés avec les entreprises locales et régionales représentent 40 % du volume total des marchés.

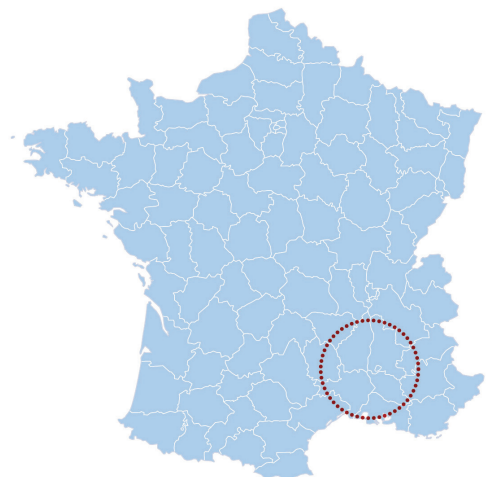
La centrale s'implique fortement dans la formation des jeunes ; ainsi plus de 90 apprentis et 190 stagiaires ont été accueillis sur le site en 2024.

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.

Localisation du site



- Préfecture départementale
- Sous-préfecture
- Autre ville





3.

Les réacteurs électronucléaires - fonctionnement et sûreté⁹

3.1

Fonctionnement d'une centrale nucléaire

Le fonctionnement d'une centrale nucléaire du type réacteur à eau pressurisée (REP), comme celle du Tricastin, 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 :

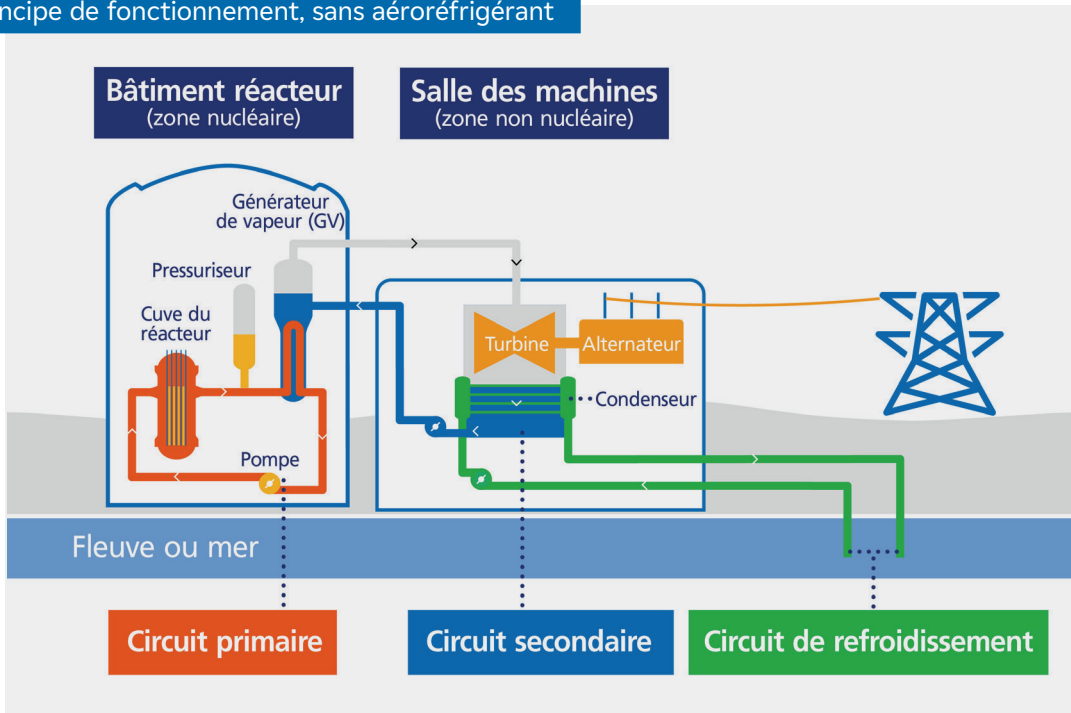
- 1.** Le circuit primaire : dans le réacteur, la fission des atomes d'uranium produit une grande quantité de chaleur qui chauffe l'eau qui circule autour des assemblages de combustible à 320°C. L'eau du circuit primaire est maintenue sous pression pour l'empêcher de bouillir. Elle transmet sa chaleur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

⁹ 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 la pièce 3 du dossier.

La centrale nucléaire

Principe de fonctionnement, sans aéroréfrigérant



3.2 Les fondamentaux de sûreté

3.2.1 Les trois barrières de confinement

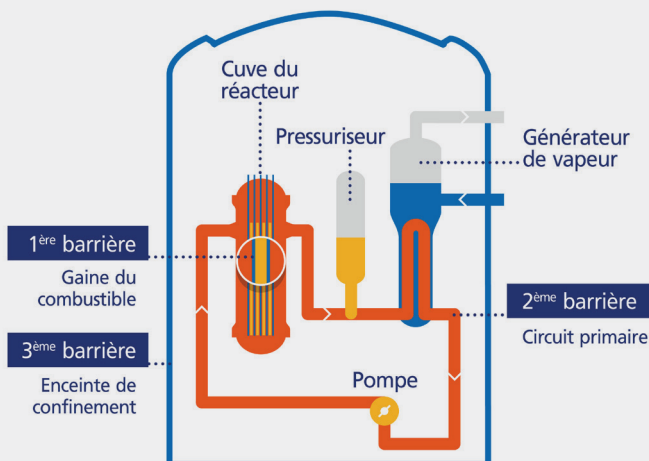
Dans une centrale nucléaire, un objectif général de la sûreté nucléaire est d'établir et de maintenir une défense efficace pour prévenir les accidents et en limiter les effets sur l'homme et son environnement.

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

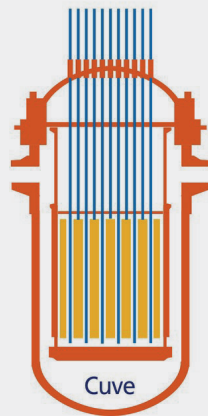
Afin d'éviter la dégradation des barrières de confinement et de limiter les conséquences radiologiques de leur détérioration éventuelle,

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

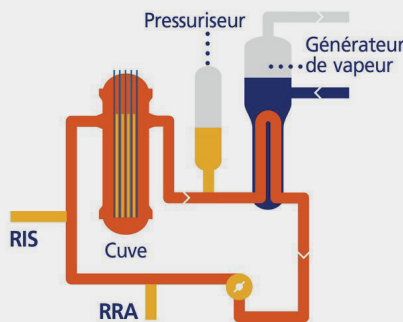
- Position des grappes de commande
- Concentration du bore dans l'eau



2 Refroidir le combustible

Évacuation de la chaleur :

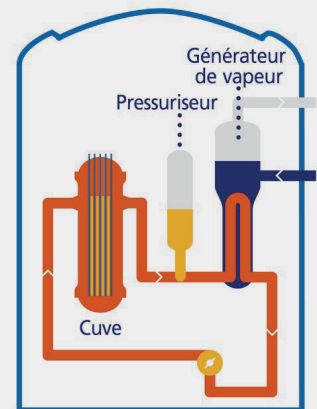
- par les générateurs de vapeur en fonctionnement normal,
- par le circuit de réfrigération à l'arrêt du réacteur (RRA),
- par les systèmes d'injection de sécurité (RIS).



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.

A 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 avec fusion du cœur 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^e 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) (mise à l'abri, prise de comprimés d'iode, 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^e 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 incidente ou accidentelle, et en cas d'agression externe extrême sont présentées en §3.3.2, §3.3.3, §3.3.4.

3.3.1 Enseignements 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 :

- une 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 :

- une source électrique de secours supplémentaire sur chaque réacteur : 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.

Diesel d'Ultime Secours (DUS) de 3 MWe



Source d'eau diversifiée (SEG) - Tête de puits



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^e réexamen périodique et ses suites.

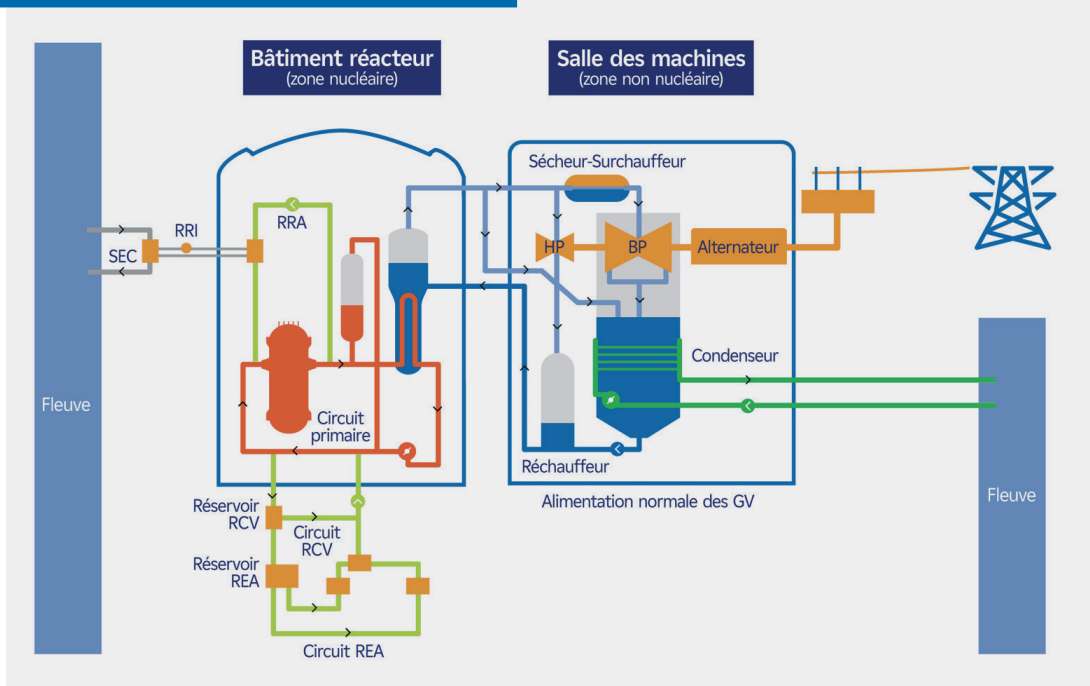
3.3.2 La sûreté dans le bâtiment réacteur

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 le canal de Donzère-Mondragon, 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 » (canal de Donzère-Mondragon) 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 canal.

Réacteur en fonctionnement normal Principaux circuits annexes



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 ;

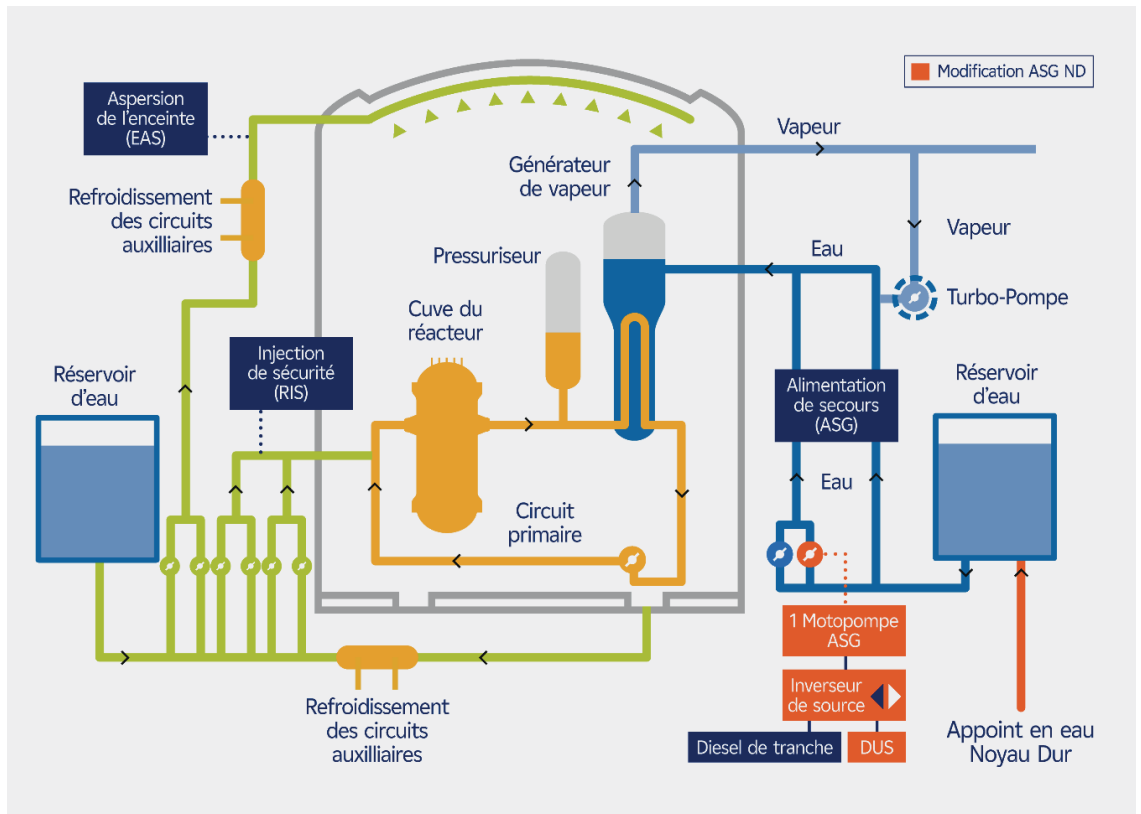
→ et, en cas de rupture survenant sur le circuit primaire, le système d'injection de sécurité (RIS) intervient pour compenser la perte en eau et poursuivre le refroidissement du cœur. Le système d'aspersion de l'enceinte (EAS) permet de réduire la pression induite par l'évaporation de l'eau du circuit 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 (canal de Donzère-Mondragon).

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.

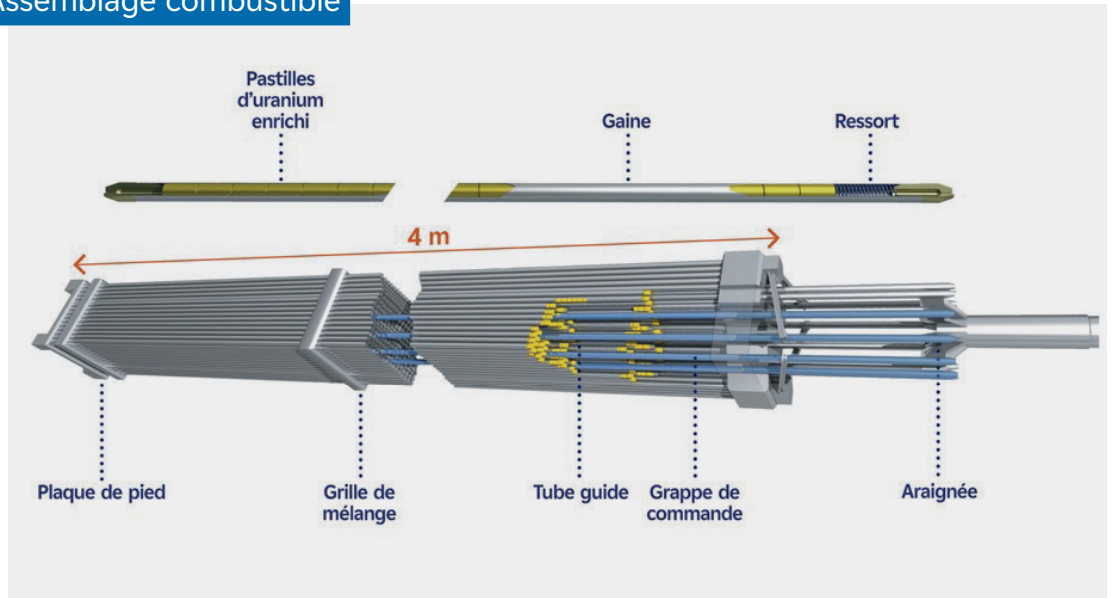


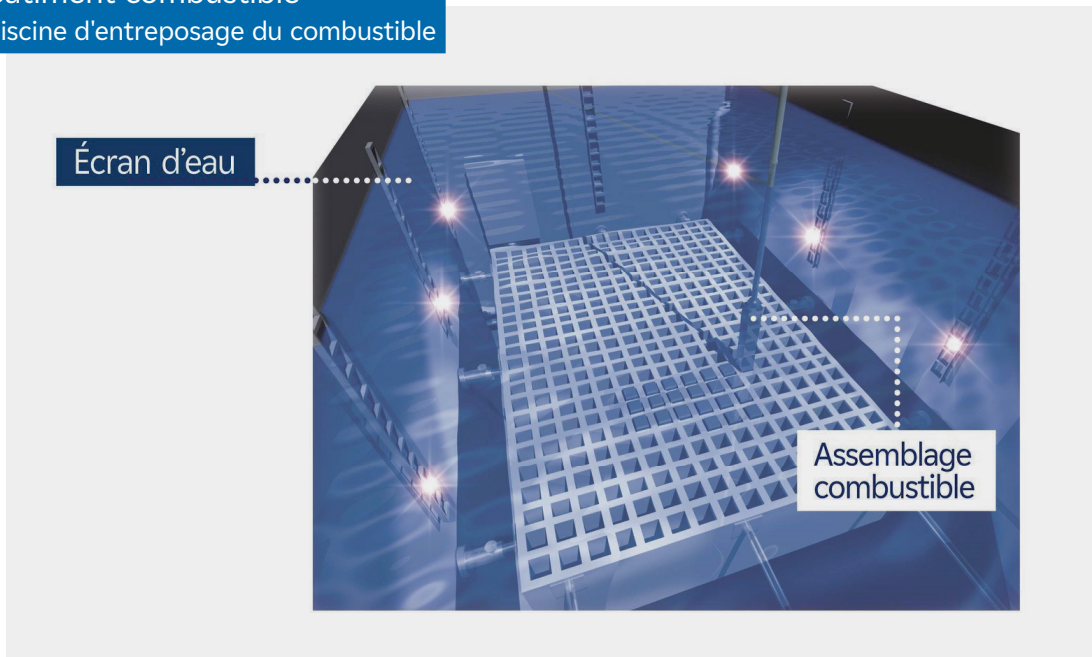
3.3.3 La sûreté dans le bâtiment combustible

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.

Assemblage combustible





En fonctionnement normal :

- la chaleur résiduelle des assemblages de combustible usés entreposés dans la piscine est évacuée par le système de traitement et de refroidissement d'eau des piscines (PTR), refroidi par la source froide (canal de Donzère Mondragon) 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 (canal de Donzère-Mondragon) 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 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 ;

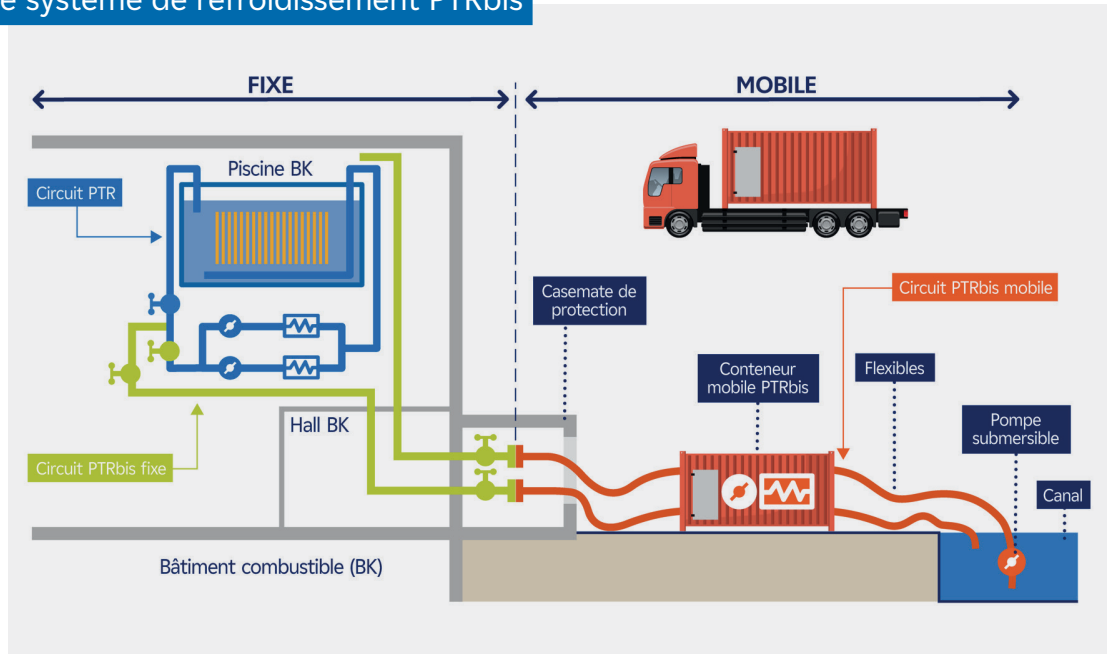
- en cas de perte totale de refroidissement par le système PTR, l'appoint à la piscine est possible par le réseau incendie, ou le système d'eau déminéralisée, afin d'en compenser l'évaporation. Le refroidissement du combustible est correctement assuré car les assemblages restent immergés sous eau, même 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

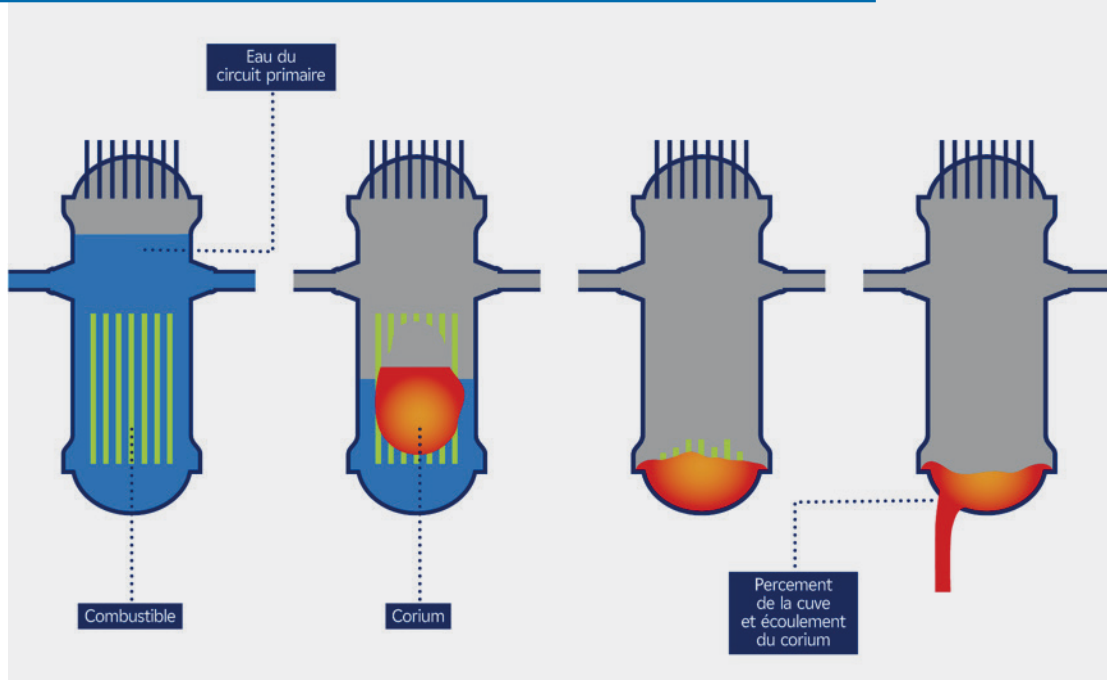


3.3.4 La sûreté en cas de fusion du combustible

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 potentiel 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^e 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 :

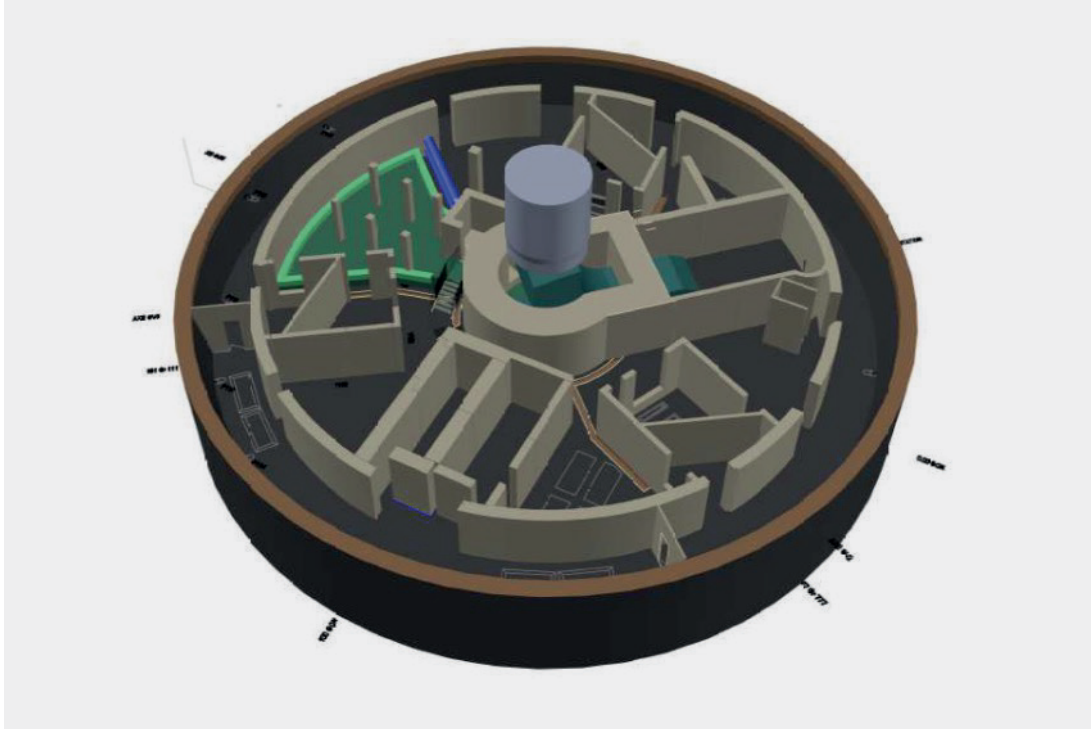
- garantir l'absence de percée du radier du bâtiment réacteur. En effet le corium, s'il n'est pas stabilisé, provoque un phénomène d'érosion du radier ;
- limiter la pressurisation lente de l'enceinte, et donc exclure l'ouverture de l'évent filtré de l'enceinte pour sa décompression ;
- maîtriser des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

Ainsi, les dispositions « réalisées » en VD4 pour le réacteur n°4 du Tricastin 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



Avec ces dispositions, les études effectuées montrent pour le réacteur n°4 de la centrale du Tricastin que l'érosion du béton par le corium restera limitée au regard de l'épaisseur du radier du bâtiment réacteur.



4.

Volet « risques » du réexamen de Tricastin 4

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 INB¹⁰.

A 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°4 de la centrale de Tricastin.

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.

¹⁰ Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (INB)

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 Tricastin 4, les écarts détectés concernent principalement les ancrages. Ils ont tous été résorbés.

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 Tricastin 4, les dispositions ont consisté à mettre en œuvre des contrôles non destructifs (ressuage de soudures et mesure d'épaisseur de tuyauteries et de piquages, examens visuels et télévisuels des descentes d'eau pluviale). Il n'a pas été détecté d'écart lors de ces contrôles sur le réacteur 4 de Tricastin.

4.1.4 Les revues de conformité de système

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. 4.2.1) avec notamment la substitution fonctionnelle du Turbo Alternateur de Secours par les Diesels d'Ultime Secours (DUS) ainsi que le secours du



DUS de Tricastin 4 par le DUS du réacteur voisin Tricastin 3 ;

- 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. A date, l'installation de Tricastin 4 est concernée par des essais particuliers pour des mesures de performances de batteries froides. Ces essais ont été réalisés.

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.

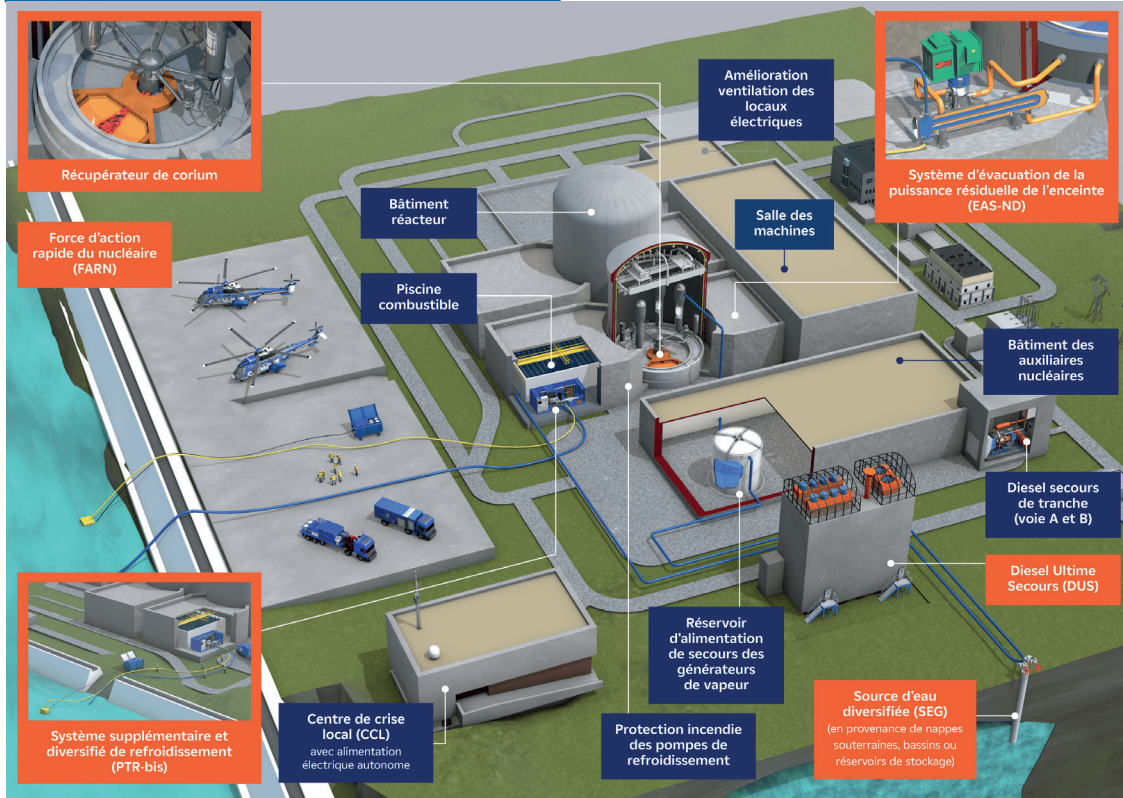
Après une synthèse concernant les contributions des dispositions Noyau Dur aux objectifs de la réévaluation du niveau de sûreté, les paragraphes suivants présentent les principales dispositions répondant aux objectifs fixés sur les 4 grandes thématiques de sûreté mentionnées ci-avant.

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^e réexamen périodique de Tricastin 4. Ci-dessous sont rappelés 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

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

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

Diversification du refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible (PTR-bis) 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.

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

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^e 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

A 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^e 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

Eléments 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^e 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 population¹¹.

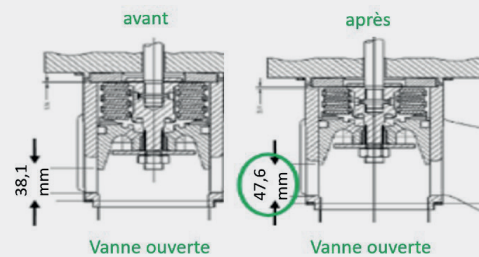
Afin de répondre à cet objectif pour le cas le plus sévère, à savoir l'accident de rupture de tube de générateur de vapeur (RTGV), avec simultanément un rejet possible à l'atmosphère via la défaillance d'une soupape, des dispositions sont mises en œuvre :



Augmentation des débits des vannes d'évacuation de vapeur

Eléments 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.

¹¹ 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.



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**¹². En pratique, l'analyse de sûreté est rendue encore plus exigeante :

¹² WENRA : association des autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (Western European Nuclear Regulators Association)

- 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.

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 » :

→ renforcement de la digue, spécifique au site de Tricastin (cf. ci-après),

→ protection contre l'inondation de la plateforme de la centrale, au moyen de seuils, batardeaux associés à des murets en béton.



Renforcement de la digue de Tricastin

Éléments de pédagogie

La tenue de la totalité de la digue du canal de Donzère-Mondragon a été démontrée pour le Séisme Noyau Dur (SND), sauf sur la portion située en amont immédiat de la plateforme du site en rive droite pour laquelle la tenue a été démontrée pour le Séisme Majoré Historiquement Vraisemblable (SMHV).

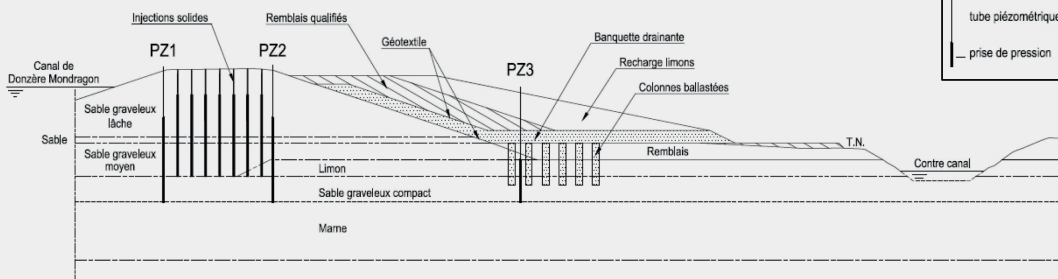
Ce secteur d'environ 400 mètres linéaires, appelé également « digue en graviers », a fait l'objet en 2017 d'un confortement provisoire et la mise en place de mesures compensatoires pour assurer sa résistance au Séisme Majoré de Sécurité (SMS) du référentiel. Ces mesures compensatoires ont consisté en la mise en œuvre d'une digue en big-bag ainsi que de l'élargissement de la digue sur 250m et d'un renforcement de l'auscultation avec mise en place d'une astreinte d'intervention en cas de séisme.

Description de la disposition

La digue en graviers fait actuellement l'objet de travaux définitifs de renforcement pour garantir sa résistance au Séisme Noyau Dur (SND), avec un solde prévu avant fin 2022.

La disposition a pour objectif d'apporter des marges supplémentaires par rapport au confortement actuel, de remplacer les mesures compensatoires en place et de garantir la non-formation de brèches suite à un séisme de type Séisme Noyau Dur (SND) : réalisation de colonnes ballastées, réalisation d'injections solides, mise en œuvre de remblai drainant et de remblai tout-venant, traitement de la zone spécifique des ouvrages ORANO, travaux de remise en état (revégétalisation) après terrassement, installation de dispositifs de mesures pour la surveillance de la digue après travaux (y compris la remise en état du système existant).

DONZERE DIGUE "EN GRAVIERS" POST TRAVAUX



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 avec un très haut degré de couverture (de l'ordre de 98%) pour laquelle tous les matériels importants pour la sû-

reté ont des conditions d'ambiance acceptables. La TLD de l'air retenue pour le site de Tricastin est de 36°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 Tricastin est de 45,7°C.

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

→ amélioration du suivi de l'encrassement des échangeurs RRI/SEC pour améliorer le refroidissement par la source froide (canal de Donzère-Mondragon),



- 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^e 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 climatisations.
- amélioration de la tenue à la température d'éléments importants pour la sûreté nucléaire et notamment remplacement des moteurs des ventilateurs des aéro-réfrigérants 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 »).



Nouveau groupe froid (+ 50% de capacité frigorifique)

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) :

- mise en place de structures métalliques et de protections au niveau des matériels de filtration de la source froide pour des PGGV.
- Renforcement de la cheminée du BAN contre les agressions Grand Vent et Tornade EF2.



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

Éléments de pédagogie

Au cours du 3^e 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 » :

- renforcement au Séisme de niveau Noyau Dur (« SND ») des chemins de câbles et tuyauteries contribuant aux fonctions du Noyau Dur (cf. ci-après),



- concernant les impacts éventuels du séisme du Teil du 11 novembre 2019, au vu des données aujourd'hui disponibles et de leur interprétation,

EDF n'identifie aucun impact sur la démonstration de sûreté du site du Tricastin. Les études se poursuivent pour mieux caractériser cet événement (réseaux de failles et activités potentielles), en lien avec les meilleurs spécialistes du domaine, ainsi que l'ASNR.



Renforcement des chemins de câbles au séisme Noyau Dur (SND)

Éléments de pédagogie

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).



Ajout de supports pour les chemins de câble

Description de la disposition

Pour garantir la robustesse au Séisme Noyau Dur (SND), les dispositions proposées consistent notamment en des renforcements de supports ou d'ancrages ou des remplacements de matériels par des matériels robustes aux situations Noyau Dur.

Protection contre le risque « Frasil » :

Le référentiel d'exigences de sûreté applicable en RP4 900 intègre une protection contre le risque de frasil pour les tranches réfrigérées en circuit semi ouvert.



Mise en place d'une recirculation hivernale contre le risque « Frasil »

Éléments de pédagogie

En situation hivernale, lors de froids intenses, l'air peut induire un phénomène de frasil (cristaux ou fragments de glace entraînés par le courant et flottant à la surface de l'eau du canal d'amenée), conduisant à un risque d'obstruction des grilles de préfiltration ou des tambours filtrants au niveau de la prise d'eau.

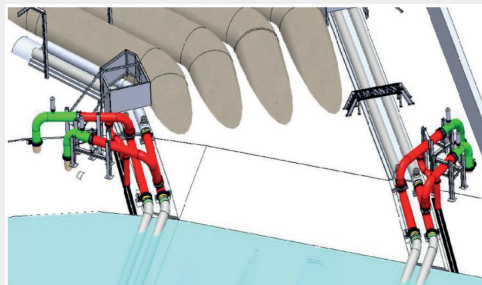
RÉALISÉ

Description de la disposition

La disposition proposée consiste en une recirculation hivernale du SEC (dérivation des eaux de rejets chaudes sur les organes de préfiltration).

Il s'agit de mettre en place une dérivation du SEC sur la berge du canal d'amenée à proximité de l'ouvrage de rejet et à faire cheminer les conduites de recirculation sur la pente du canal d'amenée au travers de celui-ci, au droit des grilles à protéger sur un dispositif de supportage immergé dans le canal d'amenée et d'un diffuseur.

La mise en service de la recirculation hivernale est demandée, lorsque nécessaire, dans le cadre de la règle particulière de conduite relative à la source froide.



Vue d'ensemble des piquages créés sur les rejets SEC des réacteurs n° 3 et n° 4 (tuyauteries vertes et rouges)

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.

RÉALISÉ



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'écrêter 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^e 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.



→ le renforcement de la tenue au séisme des réservoirs de fioul des groupes électrogènes de secours.



→ 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.



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 refroidissement¹³, 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.



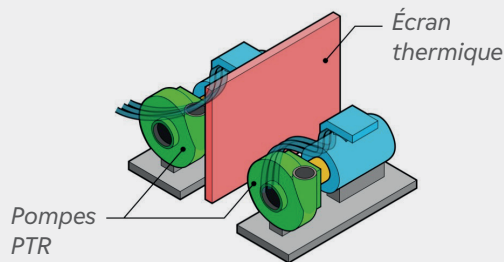
Écran de protection contre l'incendie entre les 2 pompes de refroidissement de la piscine BK

Éléments de pédagogie

L'objectif est de renforcer la robustesse du système d'évacuation de la puissance résiduelle du combustible présent dans la piscine d'entreposage vis-à-vis du risque d'incendie par l'installation d'un écran thermique entre les pompes du système de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible

Description de la disposition

EDF retient le besoin de modifier l'installation vis-à-vis du risque de perte complète de la fonction de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible, en cas d'incendie sur l'une des deux pompes du système de traitement et refroidissement d'eau des piscines (PTR). En effet, les deux pompes PTR sont situées à proximité l'une de l'autre dans le même local, ce qui engendre un risque de perte de la fonction de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible en cas de propagation d'un incendie d'une pompe vers l'autre. Une illustration de cette disposition est présentée dans la figure ci-contre.



Dans ce cas, la sûreté nucléaire resterait assurée par la fonction d'appoint en eau à la piscine, puis par un retour au refroidissement faisant suite à la restauration de la fonction de refroidissement par le système PTR ou par la mise en œuvre sur site du dispositif de refroidissement mobile « PTR bis » par la FARN. Une protection contre l'incendie est néanmoins retenue entre les deux pompes PTR afin de renforcer cette première ligne de défense. La disposition proposée consiste en la pose d'un écran de protection contre l'incendie, entre les deux pompes. L'intégrité de l'écran en cas de séisme est garantie.

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 fonction-



nement 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.

¹³ 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.



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

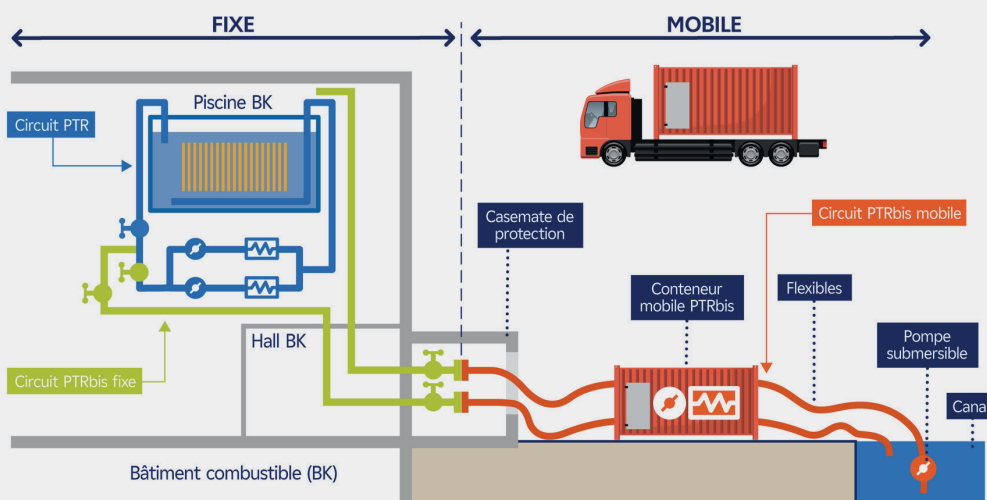
Éléments de pédagogie

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.

LE SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT PTRbis



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 proposé.



Doublement du dispositif d'isolement automatique de la ligne d'aspiration de la piscine BK

Éléments de pédagogie

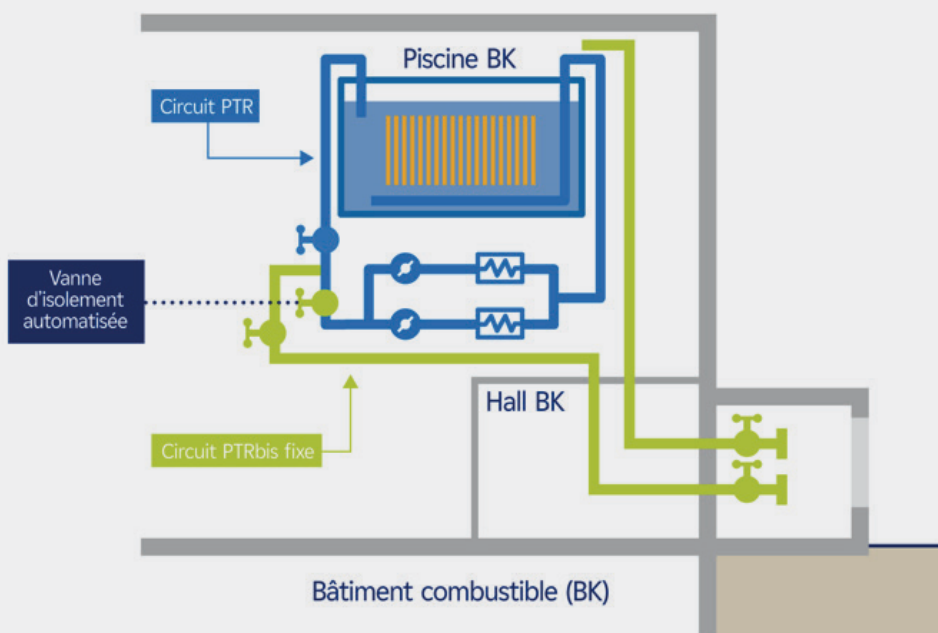
L'objectif est de renforcer les dispositions de prévention du risque de dénoyage des assemblages combustibles présents en piscine d'entreposage en tenant compte des événements initiateurs retenus pour la conception de l'EPR Flamanville 3. Cela consiste à doubler le dispositif d'isolement automatique de la ligne d'aspiration de la piscine BK.

Description de la disposition

EDF a évalué l'impact sur le comportement des réacteurs 900 MWe des événements initiateurs retenus pour la conception de l'EPR Flamanville 3, et non pris en compte à la conception du parc en exploitation. A ce titre, des scénarios complémentaires de perte de refroidissement partielle ou totale de l'eau de la piscine d'entreposage du combustible (piscine BK), ainsi que des scénarios de ruptures de tuyauteries sur un tronçon connecté à la piscine d'entreposage du combustible, sont étudiés.

La disposition proposée par EDF, en conclusion de ces études, est le doublement du dispositif d'isolement automatique de la ligne d'aspiration du circuit de refroidissement de l'eau de la piscine d'entreposage du combustible. Cette redondance est obtenue par la fermeture automatique de la deuxième vanne d'isolement existante lorsque le niveau d'eau dans la piscine d'entreposage passe en dessous du seuil fixé.

Un nouveau chapitre sera introduit dans le rapport de sûreté relatif aux études de transposition des situations EPR liées à la piscine d'entreposage du combustible au palier 900 MWe.



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.

A 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'ASN, 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

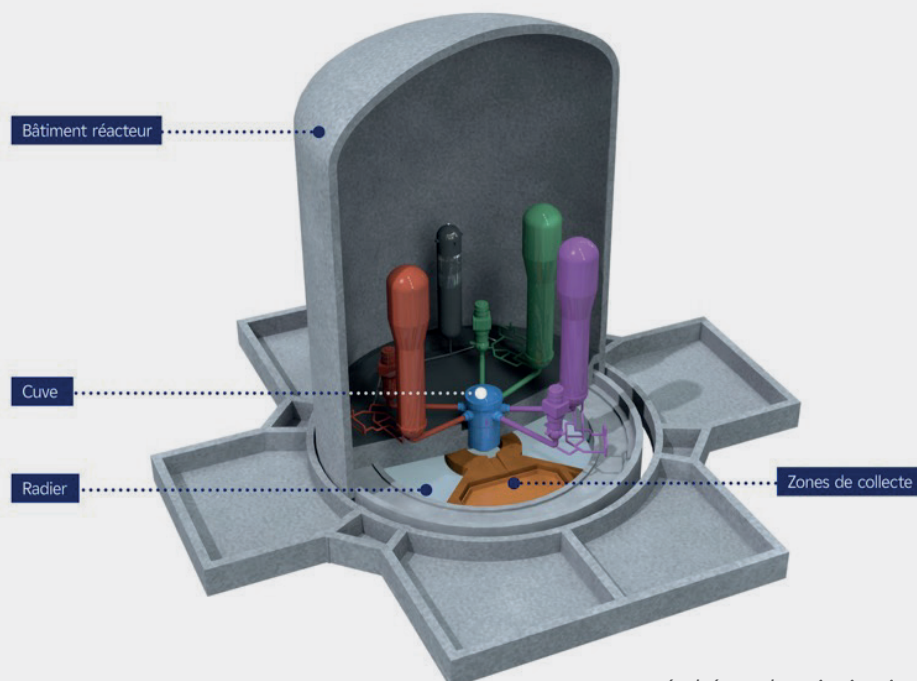
En situation d'accident avec fusion du cœur, la fusion des assemblages de combustible peut entraîner la formation d'un bain de corium⁽¹⁾ susceptible de percer la cuve puis de conduire à l'érosion du radier⁽²⁾ à terme. Pour prévenir la percée du radier (dernière barrière de confinement), un dispositif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

(1) : 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.

(2) : 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).



(schéma de principe issu de l'EPR)



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, 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.

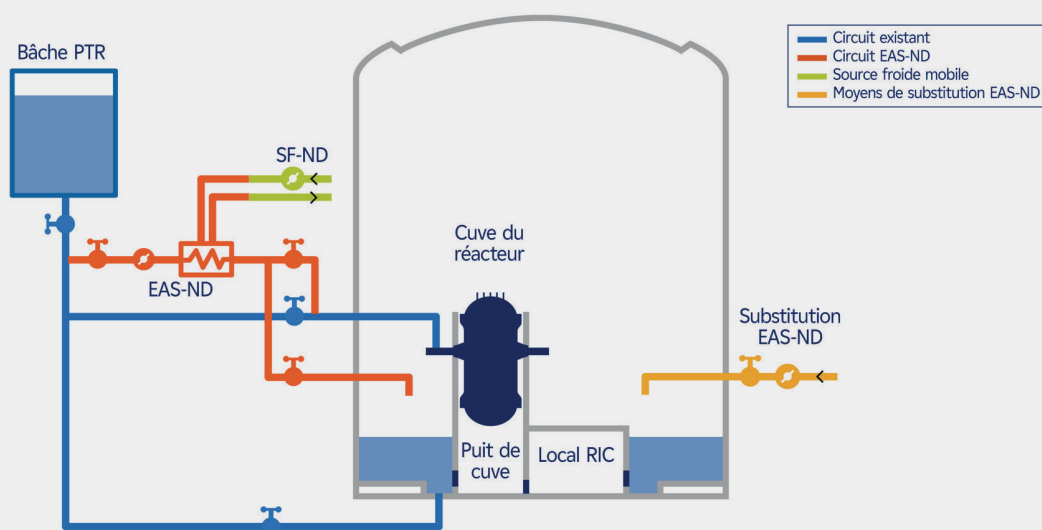


Cette disposition met en œuvre :

- 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.





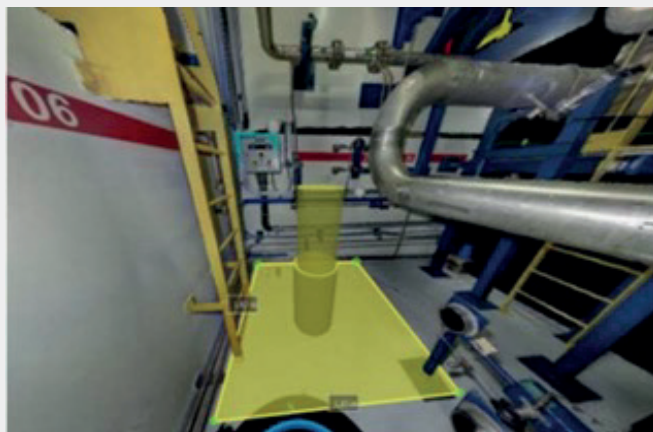
Ré-injection dans le bâtiment réacteur d'éventuelles fuites d'eau du dispositif EAS-ND

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^e 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

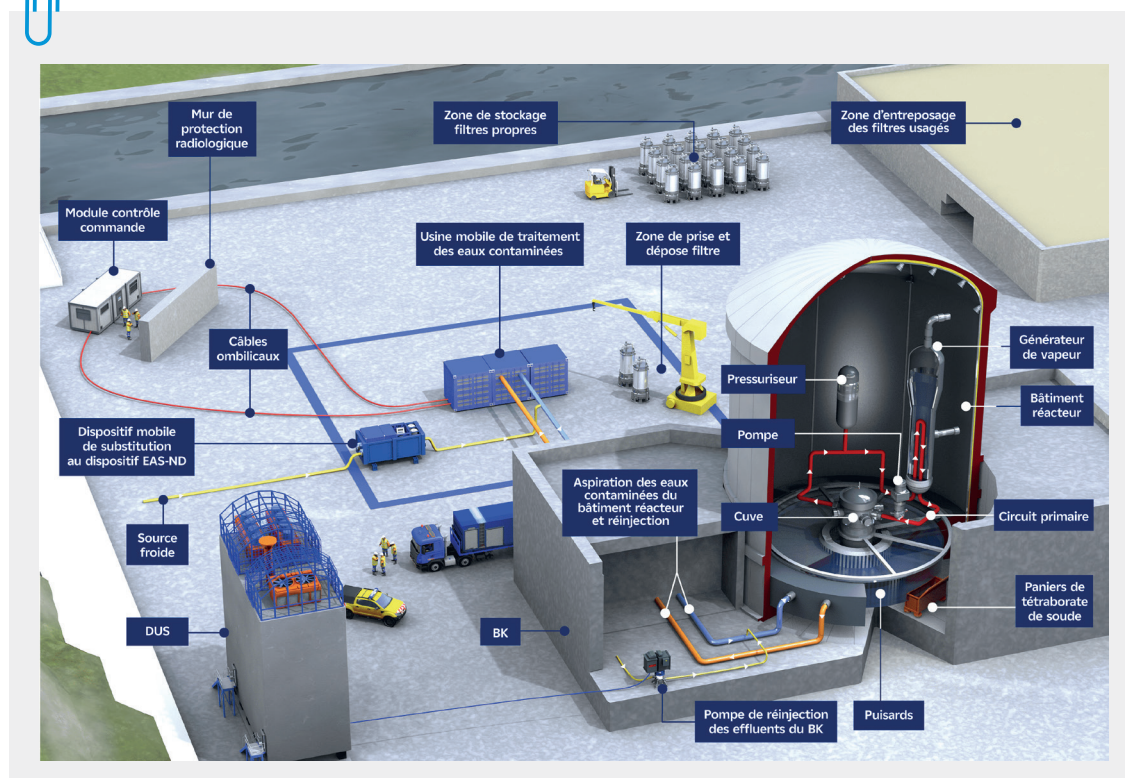
La disposition consiste à mettre en place des moyens de collecte et de pompage, des tuyauteries et de la robinetterie, qualifiés aux conditions les plus pénalisantes, afin de réinjecter dans le Bâtiment Réacteur (BR) l'eau des fuites récupérées dans les puisards du fond du bâtiment combustible.



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.

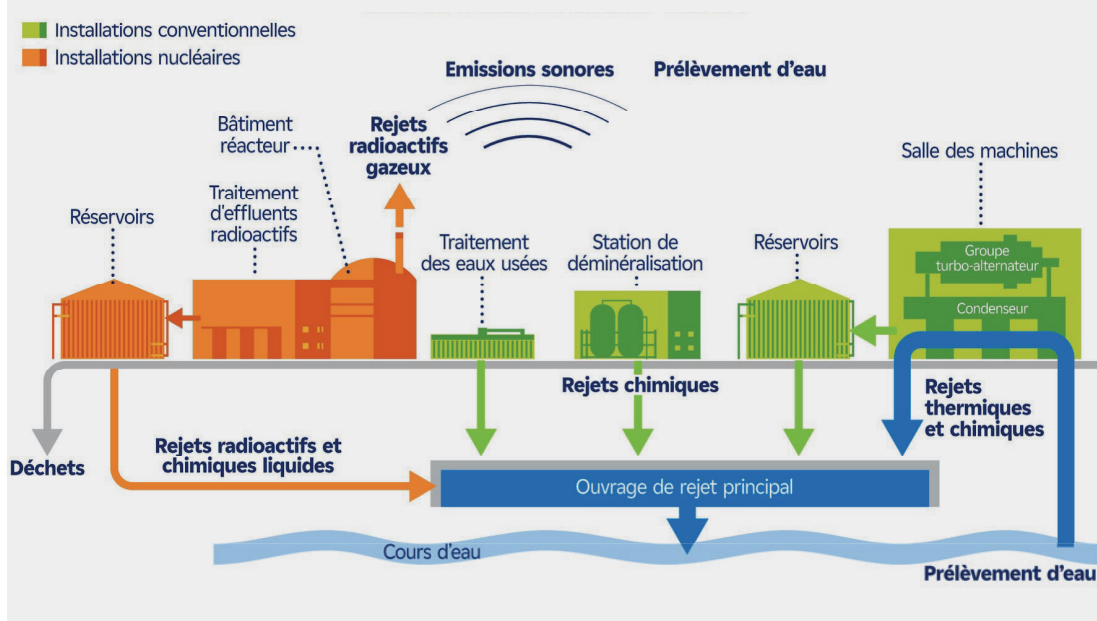
Dispositions relatives au volet « *inconvenients* » du réexamen de Tricastin 4

Ce volet du réexamen périodique de Tricastin 4 est relatif à la maîtrise des inconvenients présentés 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 (bruits, vibrations, odeurs ou envol de poussières). Ces inconvenients font l'objet de

prescriptions réglementaires fixant notamment des valeurs limites à respecter.

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

Représentation des inconvenients selon les parties de l'installation Source froide en circuit "ouvert"



Conformément aux exigences réglementaires, le volet « *inconvenients* » 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 inconvenients que présente l'installation en fonctionnement normal sur la santé et l'environnement.

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 du Tricastin 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 du Tricastin, un bilan complet de l'état de conformité réglementaire a été mené en novembre 2024 dans le cadre du RP4 900. Sur un total de 4044 exigences, seules 2 exigences à enjeu ont été identifiées en gestion de conformité et sont en cours de traitement.

Des contrôles réalisés dans le cadre du RP4 900 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 Tricastin 4 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 le 1^{er} janvier 2013 et le 31 décembre 2022, le CNPE du Tricastin a déclaré :

→ 56 Événements Significatifs Environnement

(ESE) dont 20 concernent le confinement liquide,

→ 5 Événements Significatifs Sûreté (ESS) en lien avec les inconvénients,

Sur cette même période, 2 ESE génériques Parc ont été déclarés. Un des événements génériques ne concernait pas le site. Ces événements sont tous sans impact perceptible sur l'environnement. Ces événements ont conduit à chaque fois à la mise en œuvre d'actions correctives et préventives dont l'efficacité a été vérifiée. Cette analyse du retour de 10 ans d'expérience permet de confirmer que la gestion des événements significatifs est correctement intégrée dans le système de management de la centrale du Tricastin.

Prélèvement et consommation d'eau

Sur 10 ans, les prélèvements et consommations d'eau de la centrale sont restés stables en moyenne. Pour le refroidissement du condenseur, qui nécessite le plus d'eau, la centrale prélève un peu moins de 5 milliards de m³ d'eau par an dans le canal de Donzère-Mondragon, qui est intégralement restituée au cours d'eau. Pour les autres besoins en eau, la centrale consomme de l'ordre de 560 000 m³/an.

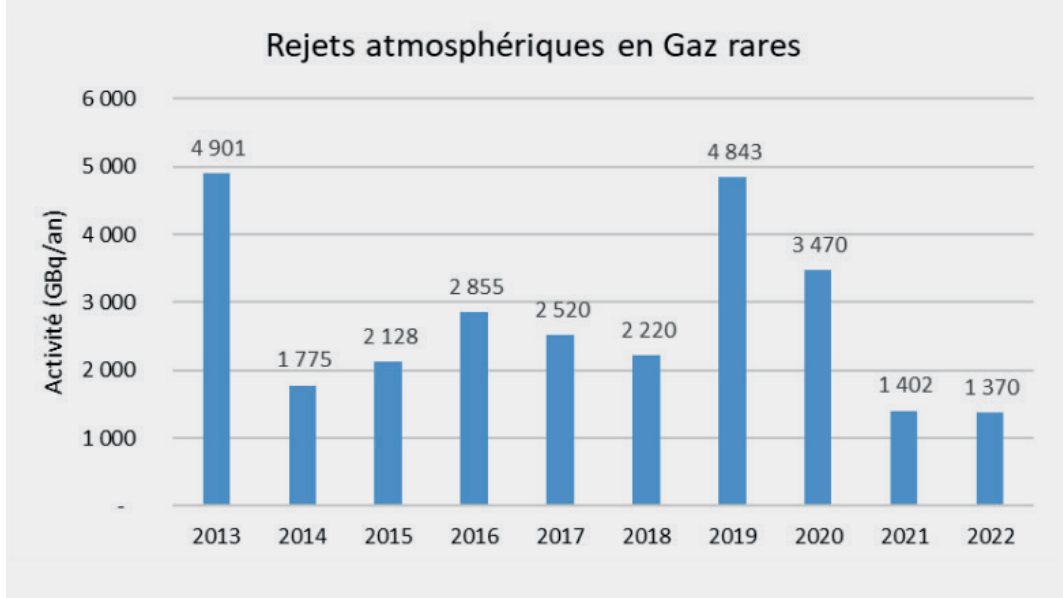
Bilan des rejets d'effluents

L'analyse des rejets d'effluents radiologiques et chimiques sur 10 ans de la centrale montre une tendance à la baisse de ces rejets ; elle est liée aux optimisations des pratiques d'exploitation et à différentes dispositions d'amélioration continue mises en œuvre dans la décennie :

A partir de 2014, les faibles niveaux d'émissions observés, ont été obtenus grâce à un ensemble d'actions mises en œuvre, notamment :

- des mesures prises pour améliorer l'étanchéité des gaines du combustible,
- des mesures prises pour améliorer l'étanchéité des circuits véhiculant des gaz radioactifs,
- la possibilité de laisser décroître l'activité des radionucléides à période courte en différant le rejet des capacités,
- des améliorations portant sur la surveillance et le remplacement des assemblages de combustible défectueux.

Activité en gaz rares rejetée à l'atmosphère par la centrale nucléaire du Tricastin (GBq/an)

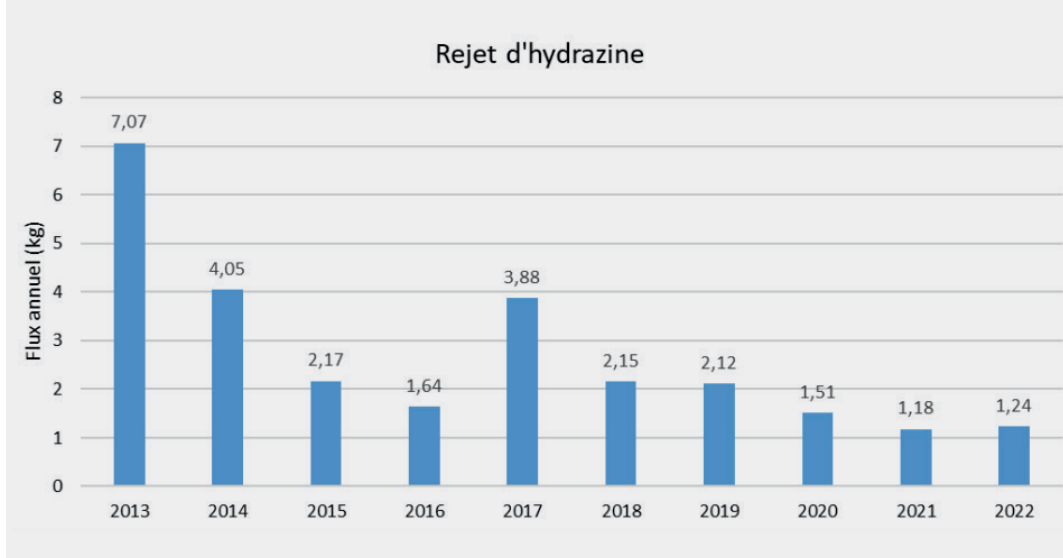


→ pour réduire davantage les rejets d'hydrate d'hydrazine (cf. graphique ci-dessous), le site a développé et mis en place en 2014 une technique d'oxydation avant rejet et a renfor-

cé l'étanchéité de pompes, ce qui conduit depuis à des rejets bien inférieurs par réacteur et par an :



Rejets d'hydrazine de 2013 à 2022 par la centrale nucléaire du Tricastin (kg/an)



→ depuis 2014, l'eau du circuit secondaire des unités de la centrale du Tricastin est conditionnée à l'éthanolamine en remplacement de la morpholine avec une efficacité supérieure et des rejets moindres et biodégradables ;

- 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.



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 proposée.



Bilan des rejets thermiques

Sur la période décennale, les rejets sont conformes aux prescriptions réglementaires ; l'échauffement moyen entre l'amont et l'aval après mélange est de 1,6°C.

EDF a fait des mesures de suivi du panache thermique en 2017 et 2018. Ils ont montré une dilution rapide dans le cours d'eau des rejets thermiques de la centrale sur une distance de l'ordre de 5 km en aval du site, ce qui n'appelle pas de dispositions spécifiques sur ce point. Une étude prospective à partir des données du GIEC menée dans le cadre du RP4 900 montre, en tendance, une augmentation attendue de la température de l'air d'un peu plus d'1°C à l'horizon 2030. Le Rhône verrait alors sa température augmenter de moins de 1 degré et son débit très peu décroître en moyenne annuelle. Ces évolutions n'appellent pas de dispositions complémentaires côté « inconvénients ».

Bilan des déchets

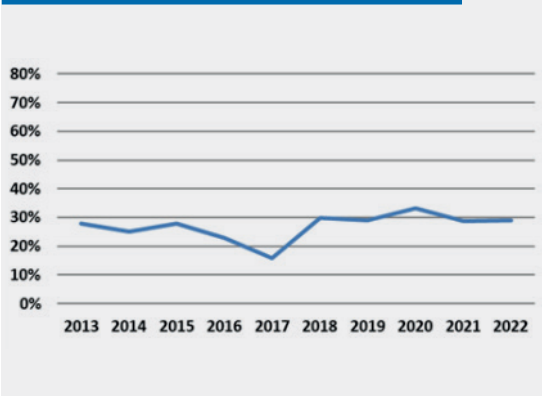
Au plan de la gestion des déchets, la période 2013-2022 le taux d'occupation massique sur l'aire TFA avoisine les 30 % en moyenne. Ce taux est essentiellement dû à la présence de quantités importantes de déchets métalliques, terres et gravats

(très denses). Afin de consolider dans la durée la maîtrise des capacités d'entreposage du site, des actions ont été engagées au niveau national. Elles consistent principalement à désentreposer les aires extérieures, à savoir les aires TFA, mais également les aires des Aires d'entreposage des Outillages Contaminés (AOC), et à en maîtriser l'exploitation.

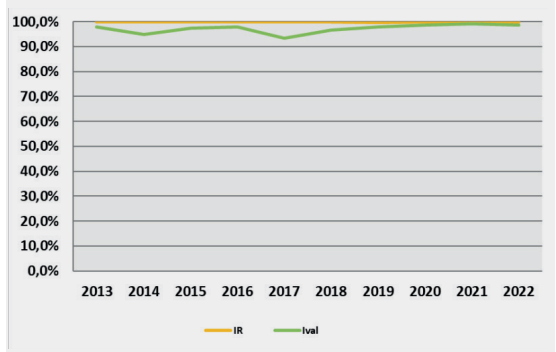


Sur la période 2013-2022, le site a par ailleurs valorisé l'intégralité des déchets conventionnels réglementés (emballages, huiles, piles) et atteint plus de 97% de valorisation des déchets conventionnels non dangereux (liste verte) (cf. schéma de droite ci-dessous).

Évolution du taux d'occupation massique de l'aire TFA sur la période 2013- 2023



Evolution des indicateurs de valorisation des déchets réglementés (IR) et de la liste verte (-Ival) sur la période 2013-2022



Management de l'environnement

La certification ISO 14001 de la centrale du Tricastin a été renouvelée en janvier 2022. 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 continue des dispositifs de surveillance de l'environnement. Des contrôles quotidiens, hebdomadaires et mensuels sont réalisés dans les écosystèmes terrestres, l'air ambiant, les eaux de surface et les eaux souterraines : chaque année, la centrale du Tricastin 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'usager des espaces naturels terrestre et aquatique et en tant que propriétaire foncier, EDF est directement concernée par des enjeux liés à la biodiversité. La centrale du Tricastin 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, notamment à travers les partenariats avec la Ligue de Protection des Oiseaux de la Drôme, l'association des pêcheurs de Bollène et l'association Rhône

Alpine les Hirondelles. Une étude de pré diagnostic écologique a été réalisée dans le cadre du RP4 900 de Tricastin : elle a permis d'identifier que les principaux enjeux associés à la présence d'habitats naturels sont localisés hors du site industriel dans les zones humides et les friches, et que la centrale présente assez peu de potentialité écologique, avec des espèces communes dont certaines sont néanmoins protégées.

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'ASN¹⁴, 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 du Tricastin :

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 du Tricastin : 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.

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 les mesures de valeurs des paramètres chimiques, physico-chimiques et biologiques mesurés sur 10 ans aux stations situées sous ou hors influence des rejets de la centrale. L'analyse de l'ensemble de

ses données de surveillance de l'environnement aquatique au voisinage du site révèle une évolution marquée par des printemps de plus en plus précoces, des températures estivales plus élevées avec une saison chaude plus longue propice au développement des poissons thermophiles. Les rejets thermiques de la centrale se traduisent par des concentrations en oxygène dissous légèrement inférieures à l'aval mais sans impact sur la faune piscicole. La surveillance chimique et physico-chimique ainsi que les études menées sur la période 2008-2017 sur les algues, les macro-invertébrés et le peuplement piscicole dans le fleuve en amont et en aval de la centrale ne révèlent pas d'impact perceptible de ses activités sur l'écosystème du Rhône et donc de nécessité de dispositions spécifiques sur ces points.

Les études radioécologiques du sol et de l'eau au voisinage de la centrale sur la période 2008-2017 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 des essais nucléaires et de l'accident de Tchernobyl. Les rejets autorisés d'effluents radioactifs de la centrale n'ont pas d'influence significative.

Le sous-sol du site et les eaux souterraines font l'objet d'une surveillance régulière avec plus de 3000 analyses en moyenne par an. Aucun dépassement de seuil n'a été observé en dehors du site. Quelques marquages chimiques (nitrate, phosphate, ammonium) et de tritium des eaux souterraines ont été mis en évidence. Ils ont fait l'objet de dispositions correctives ou sont en cours d'investigation (hydrocarbures). Des zones d'investigation de sols ont été définies en fonction des activités actuelles et passées en surface. En 2018,

¹⁴ Décision n°2013-DC-0360 de l'ASN, consolidée au 22 décembre 2016, relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base.

une soixantaine de sondages y ont été réalisés jusqu'à 6 m de profondeur à des fins d'analyses chimiques et radiologiques. Aucun marquage radiologique n'a été identifié. Deux zones ont présenté des traces d'hydrocarbures ; elles sont en investigation complémentaire.

En 2019 et 2021, un marquage au tritium a été détecté à proximité des réservoirs d'entreposage avant rejet des effluents radioactifs liquides (réservoirs KER) ; il a fait l'objet de dispositions correctives dont la réparation d'une tuyauterie avec la mise en place d'une surveillance renforcée.

Le réexamen des limites de rejets, fondé sur le retour d'expérience sur la période 2013-2022, a confirmé leur compatibilité avec les conditions d'exploitation de la centrale.

Par ailleurs, les rejets d'effluents liquides radioactifs de la centrale font l'objet d'un contrôle par 2 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 2013-2022, au titre des dispositions vis-à-vis des déchets radioactifs, le site a conditionné plus de 38 000 colis. Moins de 1% 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 au développement de nouveaux contenants agréés ou encore la reprise du conditionnement avec un échancier d'expédition du site au plus tôt en fonction des délais de reconditionnement.

Emissions sonores

Une campagne de mesures acoustiques a été réalisée sur le site en février 2015. Elle a permis de vérifier le respect des limites réglementaires en termes de niveaux sonores en limite d'établissement et de supplément de bruit apporté par le site au niveau des zones habitables soumises à l'impact du site. Ainsi, aucune disposition additionnelle n'est requise.



Maintien dans le temps des installations

6.

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 2 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^e réexamen du palier 900 MWe,
 - l'épreuve hydraulique, réalisée pour la requalification complète du Circuit Primaire Principal (CPP) de Tricastin 4, 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 Tricastin 4, 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 lors de la VD4 sur l'enceinte de Tricastin 4 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)r

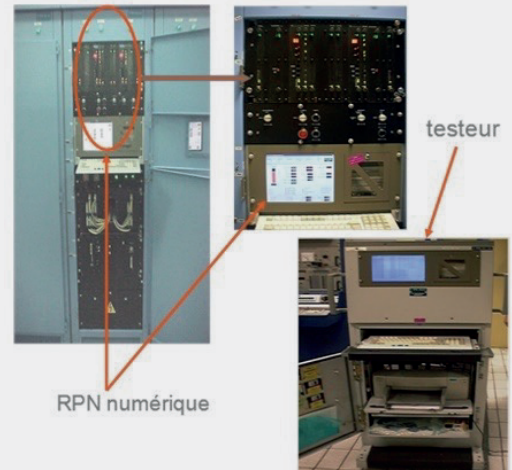
Éléments de pédagogie

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).



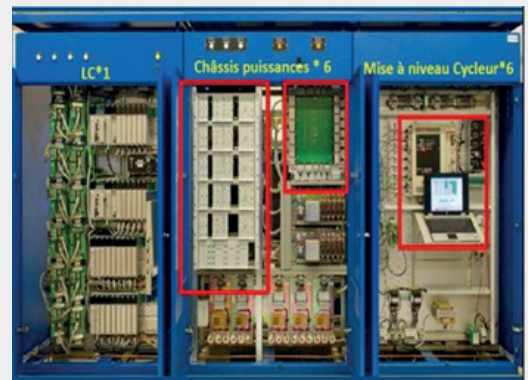
Traitement de l'obsolescence ou de la défaillance de composants du système de commande des grappes de contrôle du réacteur (RGL)

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, les expertises réalisées sur les différents réacteurs du Parc ont permis de démontrer que les réacteurs de 900 MWe, comme ceux du Tricastin, sont peu sensibles au phénomène de CSC. 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.

Concernant le réacteur n°4 de Tricastin, les contrôles n'ont pas conduit à la découverte de corrosion sous contrainte.

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^e 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.



Remplacements de composants électriques

Description de la disposition

Remplacement de :

- disjoncteurs 48V et 125V,
- relais 48V et 125V,
- contacts auxiliaires, sur 430 départs électriques.

Conclusion



Pour le 4^e 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^e 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. Des actions de formation et d'accompagnement des équipes qui exploiteront les nouvelles dispositions ont également 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 du Tricastin, 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^e 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.

A l'issue de l'enquête publique, EDF mettra en œuvre les dispositions retenues pour la suite du réexamen de Tricastin 4 lors des prochains arrêts programmés de l'installation.

Glossaire

Retrouvez ici la définition des principaux sigles utilisés dans ce rapport.

4° RP 900

4° 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'Énergie 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 Commissions et Comités Locaux d'Information

ANDRA

Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs

AN/GV

Arrêt Normal sur Générateur 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

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

Autorité de Sécurité 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

Chute De Grappes ou d'un groupe de grappes

CDU

Critère de Défaillance Unique

CEA

Commissariat à l'Énergie Atomique et aux énergies alternatives

CEM

Compatibilité ÉlectroMagnétique

CEPP

Circuit d'Étanchéité des Pompes Primaires

CFC

Condition de Fonctionnement Complémentaire

CFI

Filtration de l'eau de circulation

CLA

Clapot

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'Électricité

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 (AN-
DRA)

CSC

Corrosion Sous Contrainte

CSP

Circuit Secondaire Principal

DA

Dossier d'Amendement

DAC

Dossiers d'Analyse du Comporte-
ment

DAO

Dispositif d'Auscultation Optimal

DAPE

Dossier d'Aptitude à la Poursuite
d'Exploitation

DC

Domaine Complémentaire ou Dispo-
sition Complémentaire

DCA

Système de protection contre les
ondes de choc

DCC-LH

Défaillance de Cause Commune des
tableaux LH

DCH

Direct Containment Heating
(Échauffement Direct de l'Enceinte)

DDOCE

Dégradation ou Dysfonctionnement
d'Ouvrages, de Circuits ou d'Équi-
pements

DEL

Système de Production et distribu-
tion d'eau glacée des locaux élec-
triques groupes frigorifiques

DEG

Système de Production et distribu-
tion 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 Réglemen-
taires

DUS

Diesel d'Ultime Secours

DUV

Système de ventilation des locaux
du DUS

DVC

Système de ventilation et condition-
nement d'air des locaux - Salle de
commande et divers

DVD

Système de ventilation et condition-
nement d'air des locaux - Locaux
diesel

DVE

Système de ventilation et condition-
nement d'air des locaux - Entrepont
de câblage

DVF

Système de contrôle des fumées des
locaux électriques

DVG

Système de ventilation des méca-
nismes 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 condition-
nement d'air des locaux - Bâtiment
combustible

DVL

Système de ventilation et de condi-
tionnement d'air des locaux - Bâti-
ment électrique

DVN

Système de ventilation et condition-
nement 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 puis-
sance 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

Écart de Conformité

ECOT

Examen de Conformité des Tranches

ECP

Procédures de conduite accidentelle du Circuit Primaire

ECS

Évaluations Complémentaires de Sûreté

ED

Essais Décennaux

EDA

Équipements de Disposition Agresion

EDF

Électricité de France

EDG

Éjection 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

EIPS

Élément Important pour la Protection des intérêts vis-à-vis des risques Sûreté (incidents et accidents radiologiques)

EJP

Étude Justificative Particulière

EN

Équipements Nécessaires

END

Essai Non Destructif

EP

Essai Périodique

EPI

Équipements de Protection Individuels

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'Évaluation des Performances Réelles des Éléments 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

Études Probabilistes de Sûreté

ER

Essai de Requalification

ESP

Enceinte à Simple Paroi

ESPN

Équipement 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 Vieillessement

FE

Fiche d'Écart

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'Évolution du Climat

GMPP

Groupe Motopompe Primaire

GNU

Parc à Gaz

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 touchant au domaine de l'eau

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

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 Énergie Libérées

MFEAN 0%PN

Mauvais Fonctionnement de l'Eau Alimentaire Normale 0%PN

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 Économiques

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'Évaluation 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

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 Électriques 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 Conclusion 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 Sécurité

REA

Système d'appoint en eau et en bore

RECS

Rapports d'Évaluation Complémentaire de Sécurité

REU

Risque d'Éclatement Unitaire

REX

Retour d'Expérience

REP

Réacteur à Eau Pressurisée

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^e réexamen périodique

RP4 900

4^e 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 Inter-médiaire

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 Énergie

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

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 Énergie

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

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

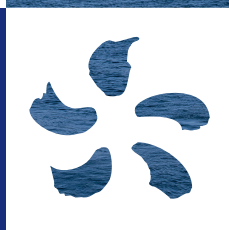
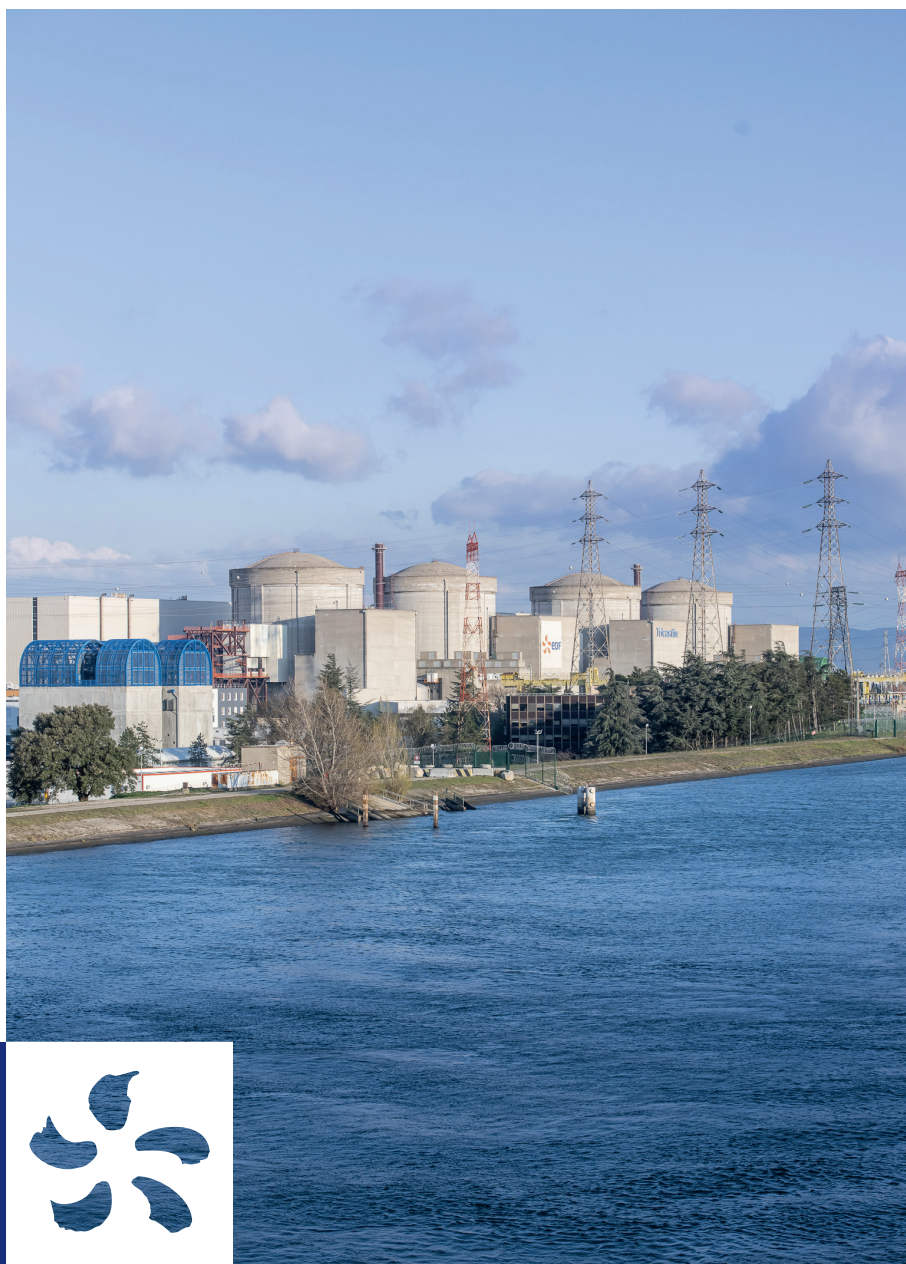
World Association of Nuclear Operators (Association mondiale des exploitants nucléaires)

WENRA

Western European Nuclear Regulators Association (Association des régulateurs nucléaires d'Europe occidentale)

ZII

Zones d'Inondation Interne



CENTRALE NUCLÉAIRE DU TRICASTIN

Enquête Publique sur le rapport du 4^e réexamen périodique

Réacteur n°4

Document 1 - Note de présentation

EDF

Direction production nucléaire
CNPE du Tricastin
4502, route du site du Tricastin
26130 Saint-Paul-Trois-Châteaux
Contact :
Denis Brunel : mission communication
Courriel : tricastin-communication@edf.fr

Siège social
22-30, avenue de Wagram
75008 PARIS

R.C.S. Paris 552 081 317
SA au capital de 2 084 365 041 euros

www.edf.fr