

KERNKRAFTWERK TRICASTIN

Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4-periodische Überprüfung



Reaktor Nummer 3

Dokument 1 – Einführungsnotiz



Präambel

In Frankreich ist die Genehmigung zur Errichtung eines Kernkraftwerks Gegenstand eines Dekrets, das von der Premierminister nach Stellungnahme der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz¹. Diese Genehmigung wird ohne Begrenzung der Betriebsdauer erteilt. Die Vorschriften sehen jedoch alle 10 Jahre eine gründliche Überprüfung der Anlage vor²(sogenannte regelmäßige Überprüfung) , um die Voraussetzungen für die Fortsetzung des Betriebs für die folgenden 10 Jahre zu bewerten.

Für die periodischen Überprüfungen von Kernkraftwerken nach ihrem 35 Betriebsjahr sieht das Umweltgesetzbuch die Durchführung einer öffentlichen Anhörung zum Bericht³der Überprüfung vor.

Diese Einführungsnotiz bildet den ersten Teil der Unterlagen für die öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4 periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des EDF-Kernkraftwerks Tricastin (Tricastin 3). Sie wurde gemäß Artikel R. 593-62-4 des Umweltgesetzbuchs erstellt.

Im ersten Teil enthält diese Zusammenfassung die Kontaktdaten des Betreibers von Tricastin 3, erinnert an den Gegenstand der öffentlichen Anhörung und ordnet die verschiedenen Unterlagen der Anhörungsakte in den allgemeinen Kontext der 4-periodischen Überprüfung dieses Reaktors ein^{und zwar} anhand einer Zeitleiste, die es ermöglicht, den Verlauf über mehrere Jahre hinweg nachzuvollziehen.

Der zweite Teil enthält Einzelheiten zum Kernkraftwerk Tricastin.

Der dritte Teil liefert Hintergrundinformationen zum Betrieb und zur nuklearen Sicherheit eines Reaktors. Er bietet eine technische Grundlage zu den 900-MWe-Reaktoren im Hinblick auf die in den Unterlagen der öffentlichen Anhörung dargestellten Elemente.

¹Die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR), die durch das Gesetz über die Organisation der Governance im Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes vom 21. Mai 2024 geschaffen wurde, hat ihre Tätigkeit am 1. Januar 2025 aufgenommen. Sie ist aus dem Zusammenschluss der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) und des Instituts für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) hervorgegangen.

² Siehe Art. L593-18 des Umweltgesetzbuchs.

³ Der Überprüfungsbericht (RCR) ist ein technischer Bericht, der von EDF nach jeder regelmäßigen Überprüfung erstellt und an die Behörde für nukleare Sicherheit sowie an den für nukleare Sicherheit zuständigen Minister übermittelt wird (vgl. § 1 Einleitung).



In den folgenden Abschnitten werden die wichtigsten Ergebnisse der⁴Überprüfung sowie die wichtigsten Maßnahmen vorgestellt, die EDF seit der 3 regelmäßigen Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin ergriffen oder vorgeschlagen hat, um den Schutz der im Umweltgesetzbuch genannten Interessen zu verbessern: öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie Natur- und Umweltschutz. Die Hauptgründe, aus denen EDF diese vorschlägt, werden dort ebenfalls näher erläutert. Dies umfasst beispielsweise Maßnahmen, die die Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi berücksichtigen, oder auch die wichtigsten von EDF im Rahmen der⁴Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen. Diese Präsentation greift die Struktur und die Themen des Berichts zur⁴Überprüfung von Tricastin 3 auf. Die Aspekte Risiken, Nachteile und langfristige Erhaltung der Anlagen werden darin nacheinander behandelt. Diese Präsentation bietet somit eine Zusammenfassung des Berichts zur Überprüfung, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist, in einer für ein breites Publikum verständlichen Sprache.

Schließlich findet der Leser nach der Schlussfolgerung am Ende des Dokuments ein Glossar, das ihm ein besseres Verständnis der verschiedenen Unterlagen der öffentlichen Anhörung ermöglicht.

Inhaltsverzeichnis



1	Einleitung: Die öffentliche Anhörung und ihr Kontext.....	04	Übergriffe	26
2	Das EDF-Kernkraftwerk Tricastin	08	4231 Allgemeiner Rahmen des Themas	26
3	Kernreaktoren – Betrieb und Sicherheit	10	4232 Veranschaulichung der wichtigsten Bestimmungen.....	26
-	3.1 Betrieb eines Kernkraftwerks Kernkraftwerk	10	424 Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente 30.....	30
-	3.2 Grundlagen der Sicherheit.....	11	424.1 Allgemeiner Rahmen des Themas	30
321	Die drei Sicherheitsbarrieren	11	424.2 Veranschaulichung der wichtigsten Bestimmungen.....	31
322	Die drei Sicherheitsfunktionen	12	425 Unfälle mit Kernschmelze	34
323	Die mehrstufige Sicherheit	12	425.1 Allgemeiner Rahmen des Themas	34
-	3.3 Sicherheit vor Ort	13	425.2 Veranschaulichung der wichtigsten Bestimmungen	34
331	Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi.....	13	5 Bestimmungen zum Bereich „Nachteile“ der Überprüfung von Tricastin 3	37
332	Sicherheit im Reaktorgebäude	15	-	
333	Sicherheit im Brennstoff	16	5.1 Maßnahmen im Hinblick auf die geltenden Vorschriften und die gewonnenen Erkenntnisse	38
334	Sicherheit bei einer Kernschmelze des Brennstoffs	18	5.11 Einhaltung der Vorschriften	38
4	Kapitel „Risiken“ der Überprüfung von Tricastin 3.....	20	5.12 Zusammenfassung der gewonnenen Erfahrungen und wichtigste Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung	38
-	4.1 Konformität der Anlage	20	-	
4.1.1	Compliance-Management	20	5.2 Maßnahmen zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile.....	41
4.1.2	Die Konformitätsprüfung der Tranche (ECOT).....	20	6 Langfristiger Erhalt der Anlagen	43
4.1.3	Das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC).....	21	-	
4.1.4	Systemkonformitätsprüfungen	21	6.1 Alterungsmanagement und der Obsoleszenz	43
4.1.5	Spezielle Prüfungen.....	21	-	
-	4.2 Neubewertung des Niveaus der nuklearen Sicherheit.....	22	6.2 Für unvorhergesehene Umstände qualifizierte Geräte	45
421	Die wichtigsten Bestimmungen „Kern“	23	6 Schlussfolgerung.....	46
422	Unfälle ohne Kernschmelze	25		
422.1	Allgemeiner Rahmen des Themas	25		
422.2	Darstellung der wichtigsten Bestimmungen	25		
423.....				



1.

Einleitung: Das öffentliche Anhörungsverfahren und sein Kontext

In Frankreich erfolgt die Genehmigung zur Errichtung eines Kernreaktors durch einen Erlass des Premierministers nach Stellungnahme der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR). Diese Genehmigung wird ohne Begrenzung der Betriebsdauer erteilt. Dennoch sehen die Vorschriften alle 10 Jahre eine gründliche Überprüfung der Anlage vor², die sogenannte periodische Überprüfung, um die Bedingungen für die Fortsetzung des Betriebs für die folgenden 10 Jahre zu bewerten.



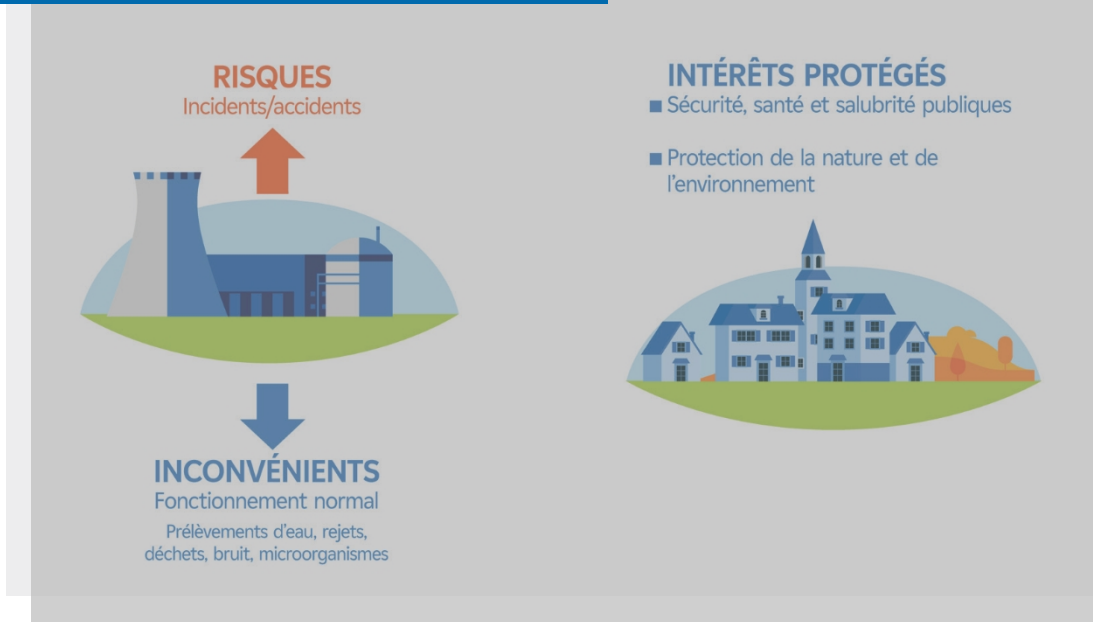
Der Bericht über die 4. periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des EDF-Kernkraftwerks Tricastin (Tricastin 3) in Saint-Paul-Trois-Châteaux (26130) wird einer öffentlichen Anhörung unterzogen⁴. Diese Anhörung dient dazu, die Öffentlichkeit zu informieren und ihr die Möglichkeit zu geben, seine Anmerkungen und Vorschläge zu formulieren.

Ziele der Überprüfung: Einhaltung der Vorschriften und Verbesserung der nuklearen Sicherheit

Im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung stellt der Betreiber sicher, dass seine Anlage in der Lage ist, den Betrieb unter Einhaltung der geltenden Vorschriften fortzusetzen. Er muss zudem, insbesondere durch Maßnahmen zur nuklearen Sicherheit, den Schutz der im Umweltgesetzbuch genannten Interessen verbessern: öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie den Schutz der Natur und der Umwelt.

Die regelmäßigen Überprüfungen umfassen einen Teil „Risiken“ und einen Teil „Nachteile“. Der Teil „Risiken“ befasst sich mit der Vermeidung von Zwischenfällen oder Unfällen und der Begrenzung ihrer potenziellen radiologischen (radioaktive Freisetzungen) oder nicht-radiologischen (thermische, mechanische oder toxische Auswirkungen) Folgen. Der Bereich „Belästigungen“ befasst sich mit der Beherrschung der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt, die durch den Betrieb der Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen und -ableitungen, Abfällen sowie durch mögliche Belästigungen (Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Vibrationen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen) verursacht werden können.

⁴ Für Überprüfungen nach dem 35. Betriebsjahr des Reaktors sieht das Umweltgesetzbuch die Durchführung einer öffentlichen Anhörung zum Bericht über diese Überprüfungen vor.



Eine periodische Überprüfung in zwei sich ergänzenden Phasen

Der französische Kernkraftwerkspark besteht aus mehreren Typen von Druckwasserreaktoren (DWR), die in Serie gebaut wurden und sich hauptsächlich durch ihre elektrische Leistung unterscheiden. Seit der Einführung der regelmäßigen Überprüfungen zu Beginn des Betriebs des französischen Kernkraftwerksparks nutzt EDF die Standardisierung seiner Reaktoren nach Leistungsstufen (900 MWe, 1300 MWe, 1450 MWe) dazu, diese Überprüfungen in zwei sich ergänzenden Phasen durchzuführen. Die erste, sogenannte generische Phase, befasst sich mit Themen, die allen ähnlichen Reaktoren einer Leistungsstufe gemeinsam sind. Die zweite Phase berücksichtigt die Besonderheiten jeder einzelnen Anlage.

Für die⁴periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren (RP4 900) begann die generische Phase Ende 2013 mit der Erstellung des Leitfadens für die Überprüfung (Dossier d'orientations du Réexamen, DOR) durch EDF; dieser beschreibt die in der Überprüfung behandelten Themen sowie die Ziele, die sich EDF gesetzt hat. Die Prüfung des DOR wurde von der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN, www.asn.fr) durchgeführt, die das Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN, www.irs.fr), ihren technischen Experten, hinzuzog und die ständigen Expertengruppen (GPE)⁵ konsultierte. Dieser Teil „Leitlinien“ der generischen Phase der periodischen Überprüfung wurde im April 2016 mit einer Stellungnahme der ASN zu den generischen Leitlinien der RP4 900 abgeschlossen, verbunden mit Aufforderungen an den Betreiber EDF⁶.



Für die⁴periodische Überprüfung der 900-MWe-Kernkraftwerke (RP4 900) hat EDF als allgemeine Leitlinie festgelegt, die Ziele der nuklearen Sicherheit der Reaktoren der neuesten Generation anzustreben, wobei der Referenzreaktor von EDF der EPR-Flamanville 3 ist. Diese Ausrichtung wurde von der ASN bestätigt.

Darauf folgte eine Phase, in der EDF allgemeine Studien zu den ausgewählten Themen durchführte und den Bedarf an Maßnahmen ermittelte, die zur Erreichung der Ziele umgesetzt werden müssen. Diese Phase wurde 2018 mit dem Antwortschreiben zu den Zielen (NRO) abgeschlossen, in dem die Maßnahmen dargelegt sind, die EDF umsetzen will, um die Ziele des RP4 900 und die zum Zeitpunkt der Leitlinienformulierung von der ASN formulierten Anforderungen zu erfüllen.



Eine öffentliche Konsultation zur generischen Phase des RP4 900 wurde auf Initiative des Hohen Ausschusses für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN, www.hctisn.fr) organisiert. Sie fand vom 6. September 2018 bis zum 31. März 2019 statt, mit dem Ziel, die Öffentlichkeit zu informieren und ihre Meinung einzuholen zu den von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen. Die Website <https://concertation.suretenucleaire.fr> bleibt weiterhin zugänglich, um den Zugriff auf die Archive der Treffen und des Austauschs im Rahmen der Konsultation zu ermöglichen. Nach Abschluss der Konsultation hat EDF gemäß den Empfehlungen des HCTISN die Erkenntnisse aus dieser öffentlichen Konsultation gezogen und veröffentlicht⁷.

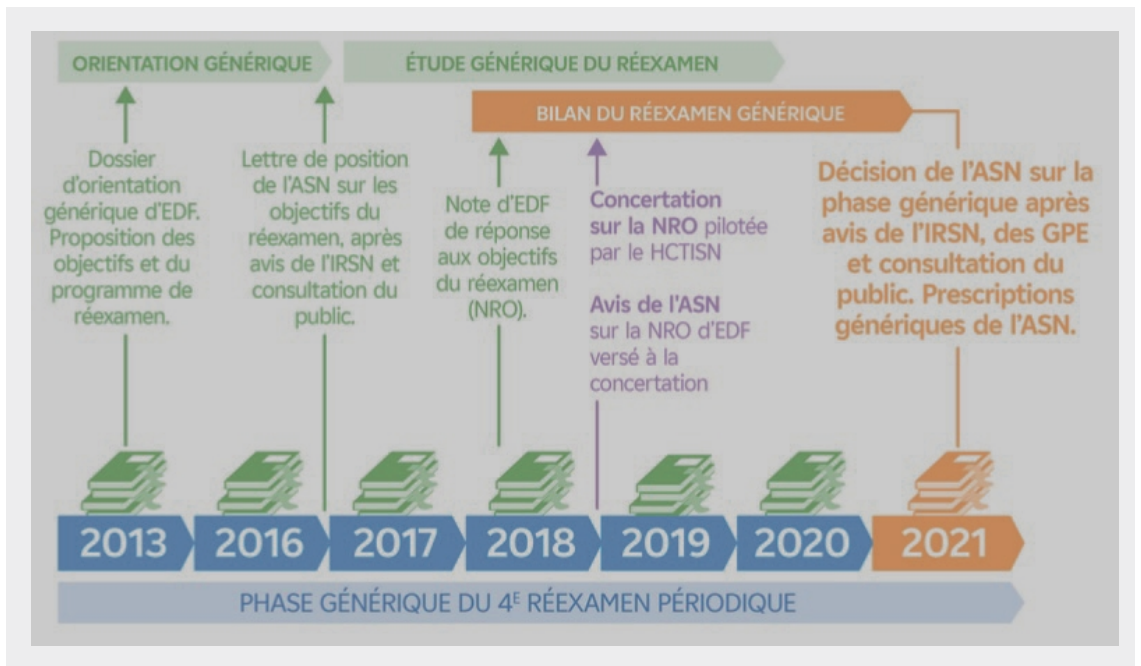
Die allgemeine Phase endete mit der Veröffentlichung der Stellungnahme der ASN am 23. Februar 2021, die allgemeine Vorgaben⁸ enthält, zu denen zuvor eine öffentliche Konsultation stattgefunden hatte.

⁵ Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Bezug auf Fragen der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Umwelt stützt sich die ASN auf die Stellungnahmen und Empfehlungen ständiger Expertengruppen.

⁶ ASN – Allgemeine Leitlinien für RP4 900 – CODEP-DCN-2016-007286 vom 20. April 2016.

⁷ Anlage Nr. 4 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung.

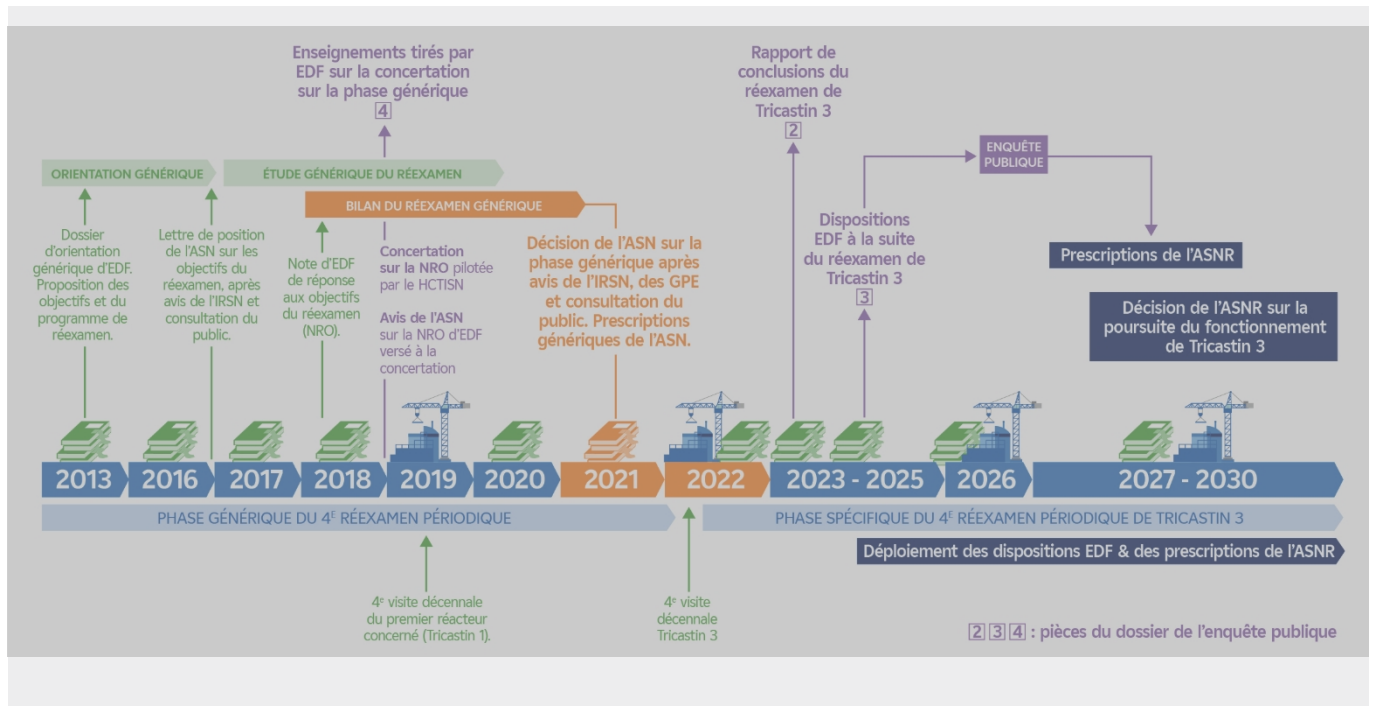
⁸ ASN – Allgemeine Phase des RP4 900 – Untersuchungsbericht – CO-DEP-DCN-2021-007968 vom März 2021.
ASN – Beschluss Nr. 2021-DC-0706 der ASN vom 23. Februar 2021 zur Festlegung an EDF die für 900-MWe-Reaktoren geltenden Vorschriften unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase ihrer vierten periodischen Überprüfung. <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/la-poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-900-mwe-au-dela-de-40-ans> ASN – Schreiben an EDF – Stellungnahme der ASN zur die generische Phase des RP4 900 – CO-DEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021.



Die regelmäßige Überprüfung des Reaktors Tricastin 3

Diese 4. regelmäßige Überprüfung erfolgt in zwei sich ergänzenden Phasen: einer generischen Phase, die allen Reaktoren der 900-MWe-Klasse MWe und eine spezifische Phase für den Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin. Im Anschluss an die generische Phase folgen über einen Zeitraum von etwa zehn Jahren (von 2019 bis 2031) die Überprüfungen jedes einzelnen der 32 Reaktoren der 900-MWe-Kernkraftwerke. Ein Überprüfungsbericht (RCR) wird von EDF an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die ASN übermitteln. Er wird erstellt nach

die zehnjährige Inspektion des Reaktors, bei der Umbauten sowie Kontroll- und Wartungsarbeiten durchgeführt werden. Während dieser Abschaltung werden zehnjährige Prüfungen durchgeführt, wie die Inspektion des Reaktorbehälters, die hydraulische Prüfung der Kreisläufe zur Überprüfung ihrer Dichtheit sowie die Prüfung der Reaktorgebäudemantelung zur Überprüfung ihres mechanischen Verhaltens und ihrer Einschlussfähigkeit. Die folgende Zeitleiste zeigt die wichtigsten Etappen der 4-periodischen Überprüfung von Tricastin 3.



Die öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4-periodische Überprüfung von Tricastin 3

Die zehnjährige Überprüfung von Tricastin 3 fand vom 12. März bis zum 20. November 2022 statt. Der Abschlussbericht der 4-periodischen Überprüfung wurde am 3. März 2023 von EDF an den für nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die ASN übermittelt.

Die Unterlagen zur öffentlichen Anhörung zur 4-periodischen Überprüfung von Tricastin 3 umfassen folgende Dokumente:



Dieses Dokument (Anlage 1) stellt die wichtigsten Maßnahmen dar, die EDF in Bezug auf Tricastin 3 ergriffen hat, um den Schutz der Interessen seit der dritten Überprüfung zu verbessern, darunter insbesondere diejenigen, die während der vierten-zehnjährigen Inspektion umgesetzt wurden. Sie sind mit dem Piktogramm „Realisiert“ gekennzeichnet.

Es stellt außerdem die wichtigsten von EDF im Anschluss an die Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen dar. Diese sind mit dem Piktogramm „Vorgeschlagen“ gekennzeichnet.



Nach Abschluss der öffentlichen Anhörung berücksichtigt die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz die Ergebnisse der öffentlichen Anhörung bei ihrer Analyse des Überprüfungsberichts zu Tricastin 3 und bei den von ihr erlassenen Auflagen.



Das EDF- Kernkraftwerk *Tricastin*

2.

Das EDF-Kernkraftwerk Tricastin, das am Ufer des Donzère-Mondragon-Kanals liegt, erstreckt sich über das Gebiet der Departements Drôme (26) und Vaucluse (84). Sie liegt am Schnittpunkt von vier Departements: Ardèche, Drôme, Gard und Vaucluse, sowie drei Regionen: Auvergne-Rhône-Alpes, Provence-Alpes-Côte-d'Azur und Okzitanien. Der Reaktor Nr. 3 befindet sich in der Gemeinde Saint-Paul-Trois-Châteaux.

Die wichtigsten Ballungsräume in der Nähe des Kraftwerks sind Pierrelatte in 10 km Entfernung, Bagnols-Sur-Cèze in 20 km Entfernung, Orange in 22 km Entfernung, Montélimar in 25 km Entfernung und Avignon in 43 km Entfernung.

Das Kernkraftwerk Tricastin umfasst vier Druckwasserreaktoren (DWR) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die in einem sogenannten „offenen“ Kreislauf mit Wasser aus dem Donzère-Mon-Dragon-Kanal gekühlt werden. Reaktor Nr. 3 wurde 1981 in Betrieb genommen.

Im Jahr 2024 erzeugte das Kernkraftwerk Tricastin fast 21,6 Milliarden Kilowattstunden CO₂-freien Strom, was den Stromverbrauch von fast 4,5 Millionen Haushalten deckt.

Das Kraftwerk ist einer der größten Arbeitgeber der Region und beschäftigt ständig mehr als 2000 Mitarbeiter vor Ort.

Eine zehnjährige Inspektion umfasst:

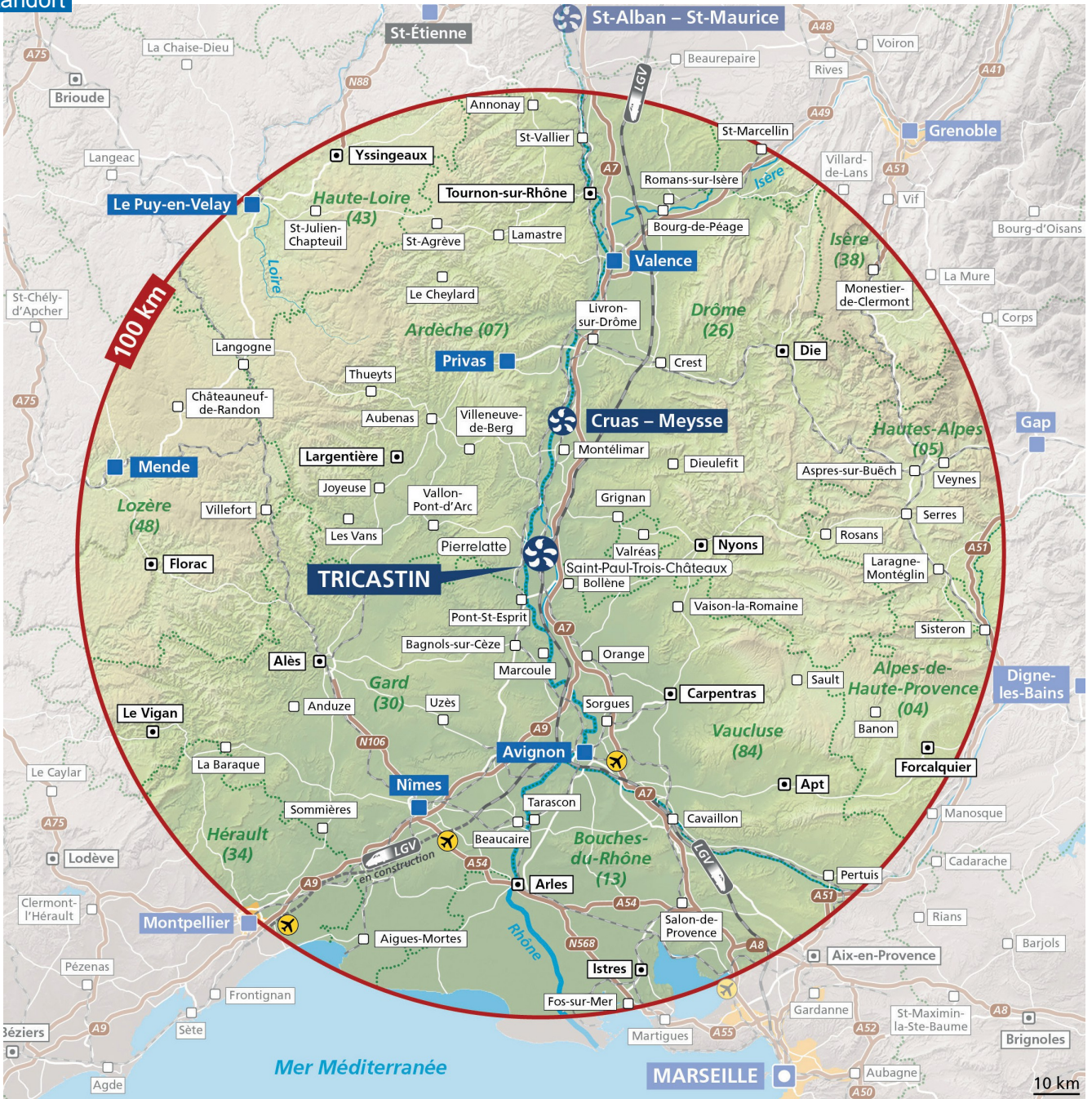
- 5 Monate Arbeit
- 5.000 Beteiligte
- Investitionen in Höhe von 250 Millionen Euro
- 80 Modernisierungsprojekte

Die mit lokalen und regionalen Unternehmen abgeschlossenen Aufträge machen 40 % des gesamten Auftragsvolumens aus.

Das Kraftwerk engagiert sich stark in der Ausbildung junger Menschen; so wurden im Jahr 2024 mehr als 90 Auszubildende und 190 Praktikanten am Standort betreut.

Sie hat ein offenes Ohr für das Geschehen in der Region und unterstützt zahlreiche Initiativen und Vereine, die sich für Umwelt und Biodiversität, Sport und die Integration junger Menschen einsetzen.

Standort



- Préfecture départementale
- Sous-préfecture
- Autre ville





3.

Kernreaktoren – Funktionsweise und Sicherheit⁹

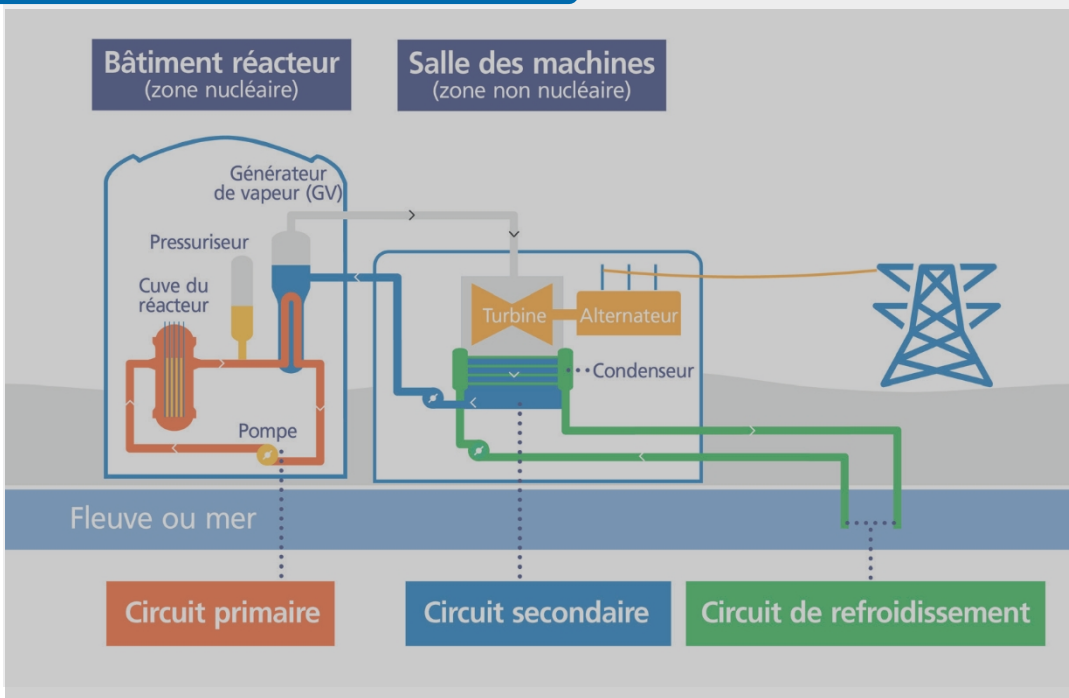
3.1 Funktionsweise eines Kernkraftwerks

Der Betrieb eines Kernkraftwerks vom Typ Druckwasserreaktor (DWR), wie beispielsweise das Kraftwerk Tricastin, basiert auf drei voneinander unabhängigen und dicht abgeschlossenen Wasserkreisläufen, die den Wärmeaustausch gewährleisten und dabei jegliche Freisetzung radioaktiver Stoffe nach außen verhindern:

- 1.** Der Primärkreislauf: Im Reaktor erzeugt die Spaltung von Uranatomen eine große Menge an Wärme, die das Wasser, das um die Brennelemente zirkuliert, auf 320 °C erhitzt. Das Wasser des Primärkreislaufs wird unter Druck gehalten, um ein Sieden zu verhindern. Es gibt seine Wärme an das Wasser eines zweiten geschlossenen Kreislaufs ab.
- 2.** Der Sekundärkreislauf: Der Wärmeaustausch zwischen dem Wasser des Primärkreislaufs und dem Wasser des Sekundärkreislaufs erfolgt über Dampferzeuger. Das Wasser des Sekundärkreislaufs verwandelt sich dabei in Dampf. Der Druck dieses Dampfes treibt eine Turbine an, die einen Generator antreibt. Ein Transformator erhöht die Spannung des vom Generator erzeugten Stroms, damit dieser leichter über große Entfernungen in Hochspannungsleitungen transportiert werden kann.

- 3.** Der Kühlkreislauf: Am Ausgang der Turbine wird der Dampf des Sekundärkreislaufs mithilfe eines Kondensators, durch den kaltes Wasser aus dem Meer oder einem Fluss zirkuliert (wie es bei den Reaktoren des Kraftwerks Tricastin der Fall ist).

⁹ Dieser Teil behandelt Begriffe im Zusammenhang mit dem Betrieb von Kernkraftwerken und der nukleare Sicherheit, um ein besseres Verständnis der Bestimmungen zu ermöglichen, die in den Teilen 4 bis 6 dieses Dokuments sowie in Anhang 3 der Unterlagen dargelegt sind.



3.2 Die Grundlagen der Sicherheit

321 Die drei Sicherheitsbarrieren der Sicherheitshülle ()

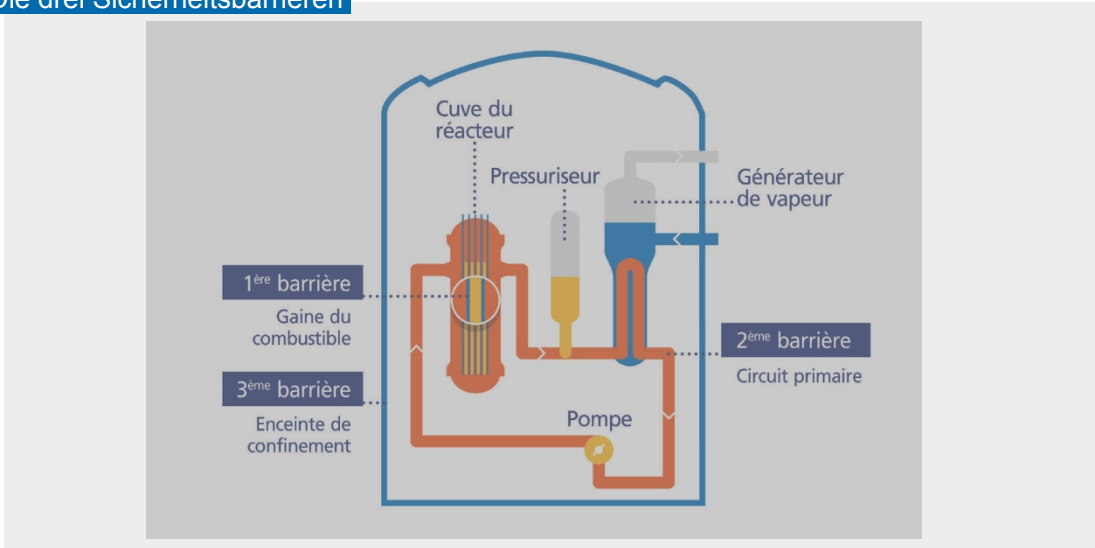
In einem Kernkraftwerk besteht ein allgemeines Ziel der nuklearen Sicherheit darin, einen wirksamen Schutz zu schaffen und aufrechtzuerhalten, um Unfälle zu verhindern und deren Auswirkungen auf Mensch und Umwelt zu begrenzen.

Die zu diesem Zweck getroffenen Auslegungs- und Betriebsmaßnahmen beziehen sich auf die Prävention, um das Auftreten einer Störsituation zu verhindern, sowie auf den Schutz, um die Folgen eines möglichen Unfalls zu begrenzen.

So tragen drei widerstandsfähige, dichte und voneinander unabhängige physikalische Barrieren zur Eindämmung der Radioaktivität bei:

- die Hülle der Brennstäbe,
- die Hülle des Primärkreislaufs,
- der Sicherheitsbehälter.

Die drei Sicherheitsbarrieren

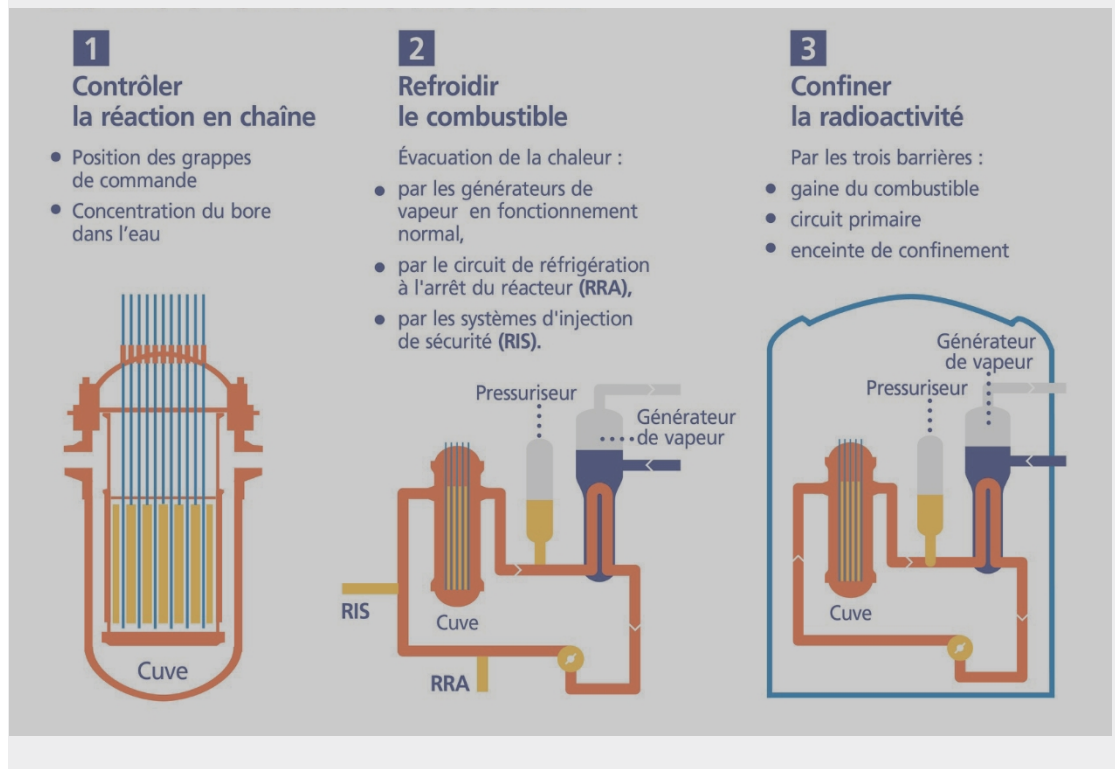


322 Die drei Funktionen von „“ im Bereich der Sicherheit

Um eine Beschädigung der Sicherheitshüllen zu vermeiden und die radiologischen Folgen einer möglichen Beschädigung zu begrenzen,

werden bei der Auslegung spezielle Anlagen und Systeme vorgesehen und im Betrieb eingesetzt: Sie gewährleisten die drei „Sicherheitsfunktionen“.

Die drei Sicherheitsfunktionen



Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieser drei grundlegenden Sicherheitsfunktionen dienen auch dem Schutz von Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung, einer ergänzenden Sicherheitsfunktion, die durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen, den sogenannten „INB-Erlass“, eingeführt wurde.



zeichnet sich der „sichere“ Zustand eines Reaktors durch die Beherrschung der drei Sicherheitsfunktionen aus:

- Kontrolle der Kettenreaktion im Reaktor,
- Kühlung des Brennstoffs,
- Einschluss der Radioaktivität.

sowie durch das ordnungsgemäße Funktionieren der Systeme, die zur Aufrechterhaltung dieser Bedingungen erforderlich sind

323 Die Verteidigung in der Tiefe

Die nukleare Sicherheit basiert auf dem Konzept der mehrschichtigen Verteidigung, das aufeinanderfolgende Verteidigungsstufen vorsieht, die ausreichend unabhängig voneinander sind, um sich vor menschlichen, technischen und organisatorischen Fehlern zu schützen.

Bei der Auslegung und im Betrieb gliedert sich die mehrstufige Verteidigung in fünf Ebenen, die darauf abzielen:

- 1. Vorfälle verhindern.** Diese erste Stufe basiert auf einer robusten Konstruktion und einer hohen Fertigungsqualität. Die Betriebsorganisation gewährleistet, dass die Anlage innerhalb der Grenzen des Normalbetriebs gehalten wird. In materieller Hinsicht Automatismen und Regelsysteme ermöglichen es, die Anlage innerhalb dieser Grenzen zu halten.
- 2. Störfälle erkennen,** Maßnahmen ergreifen, um zu verhindern, dass sie zu einem Unfall führen, sowie die Wiederherstellung des Normalbetriebs oder, falls dies nicht möglich ist, das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Anlage.

Diese zweite Stufe dient insbesondere dazu, die Unversehrtheit der Brennstoffhülle (die erste Barriere) und des Primärkreislaufs (die zweite Barriere) durch die Umsetzung von Schutzmaßnahmen und -systemen zur Steuerung der Sicherheitsfunktionen sicherzustellen: automatische Abschaltung des Reaktors, zusätzliche Wasserzufuhr zur Kühlung des Reaktors...

3. Unvermeidbare Unfälle unter Kontrolle bringen, deren Verschlimmerung begrenzen, die Anlage in einen sicheren Zustand zurückführen und dort halten. Diese dritte Stufe stützt sich auf die Sicherheitssysteme (Sicherheitsinjektionssystem des Primärkreislaufs, Sprühsystem für den Sicherheitsbehälter, Notstromversorgung der Dampferzeuger) sowie auf die Unfallbetriebsverfahren und die Nationale Krisenorganisation.

4. Bewältigung schwerer Unfallsituationen mit Kernschmelze, die nicht unter Kontrolle gebracht werden konnten, um die Folgen für Mensch und Umwelt zu begrenzen. Diese vierte Stufe zielt darauf ab, die Integrität des Sicherheitsbehälters, der dritten Barriere, zu erhalten. Um dieses Ziel zu erreichen, stützt sich die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze auf materielle Vorkehrungen: passive Rekombinatoren zur Beseitigung der Explosionsgefahr durch Wasserstoff, der bei der Schmelze von Brennstoffhüllen entsteht, mobile Einrichtungen wie Pumpen mit eigener Stromversorgung oder auch die ultimative Filteranlage für radioaktive Ableitungen, die beim Öffnen von

dem Sicherheitsbehälter sowie auf die „Force d'Action Rapide du Nucléaire“ (FARN), die aus den Erfahrungen nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi hervorgegangen ist.

Zu den Stufen 3 und 4 gehören auch die sogenannten „Hard Core“-Ausrüstungen (siehe Abschnitt 4.2.1), wie beispielsweise die Vorrichtung zur Stabilisierung des Coriums oder eine zusätzliche Stromversorgung.



Der „Noyau Dur“ ist eine Gesamtheit aus festen und robusten materiellen Einrichtungen, ergänzt durch mobile Mittel, die darauf abzielen, massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in Extremsituationen infolge einer extremen externen Naturkatastrophe zu vermeiden. Dabei handelt es sich hauptsächlich um Erdbeben, externe Überschwemmungen und damit verbundene Phänomene (Blitzschlag, Hagel, starke Winde, heftige Regenfälle) oder auch um Tornados.

5. Schutz der Bevölkerung. Diese 5. Stufe der mehrschichtigen Verteidigung fällt in den Zuständigkeitsbereich der Behörden und entspricht der Umsetzung des Spezifischen Einsatzplans (PPI) (In-Sicherheit-Bringen, Einnahme von Jodtabletten, Evakuierungen usw.).

3.3 Sicherheit vor Ort

Die Grundlagen der nuklearen Sicherheit werden in der Praxis durch die Umsetzung von Maßnahmen umgesetzt, die bereits in der Planungsphase vorgesehen und im Laufe des Betriebs ergänzt werden, insbesondere im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen, wobei die Erkenntnisse aus den Erfahrungen mit Kernkraftwerken in Frankreich und im Ausland sowie der aktuelle Stand des Wissens berücksichtigt werden.

Für die 4-Überprüfung der 900-MWe-Kraftwerke werden daher Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit umgesetzt und in Betracht gezogen, als Reaktion auf die Erkenntnisse aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi und ganz allgemein, um extreme Unfallsituationen zu antizipieren und zu bewältigen, um massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden (siehe Abschnitt 3.3.1).

Zur Veranschaulichung werden die Belastungszustände der wichtigsten Sicherheitsvorrichtungen im Reaktorgebäude und im Brennelementgebäude unter normalen Betriebsbedingungen, bei Störfällen oder Unfällen sowie im Falle extremer äußerer Einwirkungen in § 3.3.2, § 3.3.3 und § 3.3.4 dargestellt.

3.3.1 Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima - Daiichi

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 in Japan hat EDF eine Reihe von Maßnahmen geprüft, um seine Anlagen zu verstärken und so Naturkatastrophen standzuhalten, deren Ausmaß weit über die bei der Errichtung der Reaktoren zugrunde gelegten Auslegungsannahmen hinausgeht. Diese Maßnahmen gliedern sich wie folgt:

→ eine reaktive Phase von 2012 bis 2015, in der EDF Folgendes einsetzte:

- eine schnelle Einsatzgruppe für den Nuklearbereich (FARN), bestehend aus 300 geschulten EDF-Mitarbeitern, die bereit sind, spätestens 24 Stunden nach Beginn eines Unfalls an jedem französischen Kernkraftwerksstandort einzugreifen, an dem dies erforderlich ist;
- ortsfeste und mobile Ausrüstung mit standardisierten Anschlussstellen („Feuerwehranschluss“) zur Wasserversorgung



der Anlagen im Falle eines vollständigen Ausfalls der Notkühlsysteme;

- einen Notfallplan für den Fall eines Unfalls, der mehrere Reaktoren betrifft.

→ eine Phase zur Einrichtung „dauerhafter Vorkehrungen“ für die Wasser- und Stromversorgung, insbesondere mit:

- einer zusätzlichen Notstromquelle an jedem Reaktor: dem Diesel-Notstromaggregat

RÉALISÉ

RÉALISÉ

(DUS),

- eine diversifizierte Wasserversorgung (SEG) durch die Nutzung bestehender Wasservorräte mit großer Kapazität.
- eine Verstärkung der Reaktorleitungsteams (+ 250 Personen in Frankreich), die für den Umgang mit unerwarteten Ereignissen geschult sind.

RÉALISÉ

Diesel-Notstromaggregat (DUS) mit 3 MWe



Diversifizierte Wasserquelle (SEG) – Brunnenkopf



Dank dieser Vorkehrungen kann der im Reaktorgebäude befindliche oder im Lagerbecken des Brennstoffgebäudes (BK) gelagert ist, drei Tage lang ohne externe Hilfe weitergekühlt werden. Diese Autonomie ermöglicht es der Nationalen Krisenorganisation, zu der auch die FARN gehört, die notwendigen Nachschubmaßnahmen über den erforderlichen Zeitraum hinweg sicherzustellen, bis die Anlagen wiederhergestellt sind.

Im Rahmen der Verlängerung des Betriebs über 40 Jahre hinaus ergreift EDF eine Reihe von materiellen und organisatorischen Maßnahmen, die darauf abzielen, einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern und massive radioaktive Freisetzungen sowie dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in Extremsituationen, den sogenannten „Hard-Core“-Situationen, zu vermeiden, die insbesondere durch extreme äußere Naturereignisse verursacht werden. Der „Noyau Dur“ wird im Rahmen der 4 periodischen Überprüfung und deren Folgemaßnahmen eingesetzt.

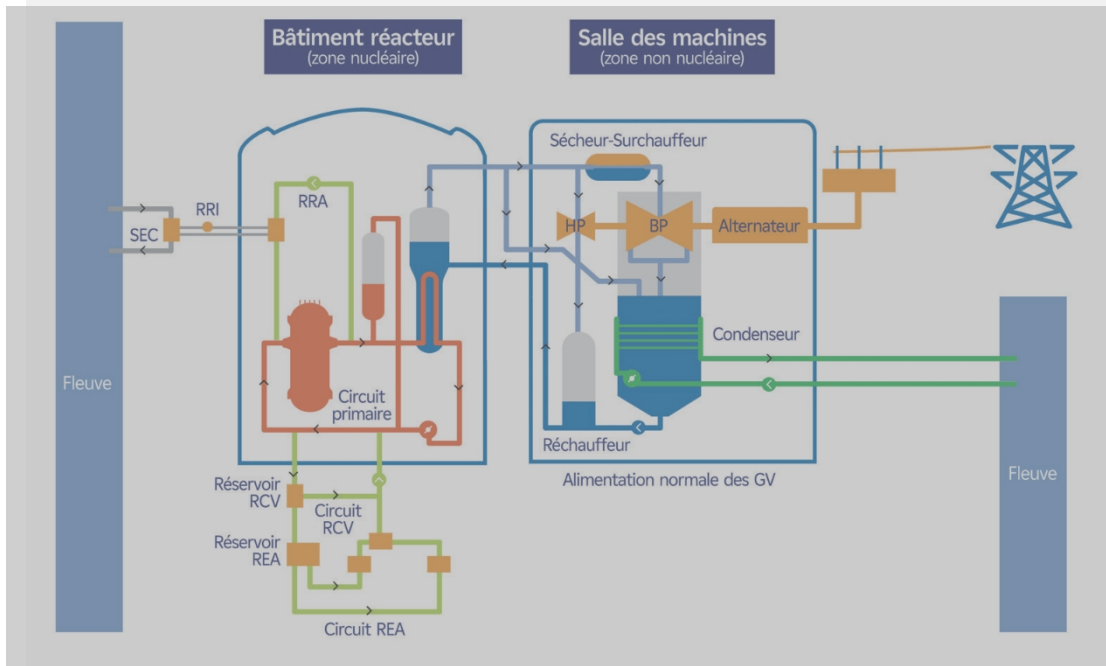
332 Sicherheit im Reaktor s

Im Normalbetrieb ist die Kühlung des Brennstoffs eine Sicherheitsfunktion, die unter allen Umständen aufrechterhalten werden muss, um die Integrität der ersten Sicherheitschülle zu gewährleisten:

→ Bei laufendem Reaktor wird die Energie der von den Brennelementen abgegebenen Wärme über die Dampferzeuger (DE) an die Turbine und anschließend über einen Generator an das Stromnetz übertragen. Am Ausgang der Turbine wird der Dampf des Sekundärkreislaufs mithilfe eines über den Donzère-Mondragon-Kanal gekühlten Kondensators wieder in Wasser umgewandelt, um den Kreislauf zu den DGS fortzusetzen,

→ Wenn der Reaktor abgeschaltet wird, liegt die thermische Leistung des Reaktorkerns bei einigen Prozent der Nennleistung und nimmt mit der Zeit ab. Die von den Brennelementen erzeugte Restwärme wird über den Kühlkreislauf des abgeschalteten Reaktors (RRA) abgeführt, der seinerseits über den „Kaltwasserkanal“ (Donzère-Mondragon-Kanal) über den Zwischenkühlkreislauf (RRI) und den Notbrutwasserkreislauf (SEC) abgeführt, die aufeinanderfolgende Barrieren gegenüber dem Kanalwasser bilden.

Reaktor im Normalbetrieb Wichtigste Nebenkreisläufe



Im Störfall wird die Brennstoffkühlung gewährleistet durch:

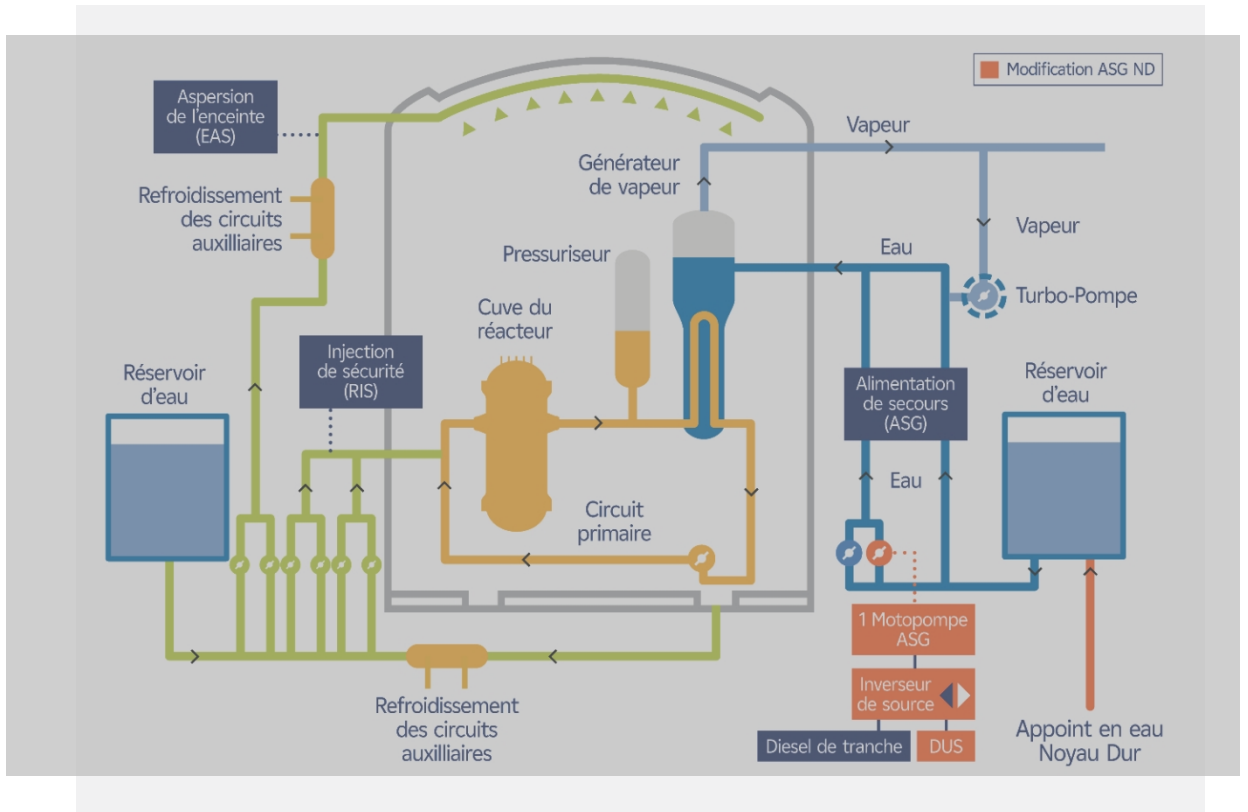
- den Dampferzeugern (GV) und anschließend durch den Reaktor-Stillstand-Kühlkreislauf (RRA), sobald der Primärkreislauf abgekühlt und drucklos ist;
- und im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf greift das Sicherheitsinjektionssystem (RIS) ein, um den Wasserverlust auszugleichen und die Kühlung des Reaktorkerns fortzusetzen. Das Sprühsystem des Sicherheitsbehälters (EAS) ermöglicht es, den durch die Verdampfung des Wassers aus dem Primärkreislauf im Inneren des Sicherheitsbehälters (BR) verursachten Druck zu reduzieren.

In einer Situation extremer natürlicher äußerer Einwirkungen, der sogenannten „Hard-Core“-Situation, kann es in der Anlage zu Betriebsausfällen bestimmter Komponenten kommen, beispielsweise im Zusammenhang mit Stromquellen und/oder Kühlsystemen.

in Verbindung mit der Kaltwasserquelle (Kanal von Donzère-Mon-Drageon).

In diesen Fällen sind es die Anlagen des Kernbereichs, die für die Folgen solcher Extremsituationen qualifiziert und robust ausgelegt sind und weiterhin die Sicherheitsfunktionen gewährleisten.

In diesen Extremsituationen ist ein Teil der Notstromversorgung der Dampferzeuger für „Noyau Dur“-Situationen qualifiziert, um die Funktion der Sekundärkühlung des „Noyau Dur“ (ASG-ND) sicherzustellen. Letztere wird elektrisch vom Notstromdiesel (DUS) gespeist und ist mit der diversifizierten Wasserquelle (SEG) verbunden, die dann die Rolle einer Ersatzkaltwasserquelle übernimmt.

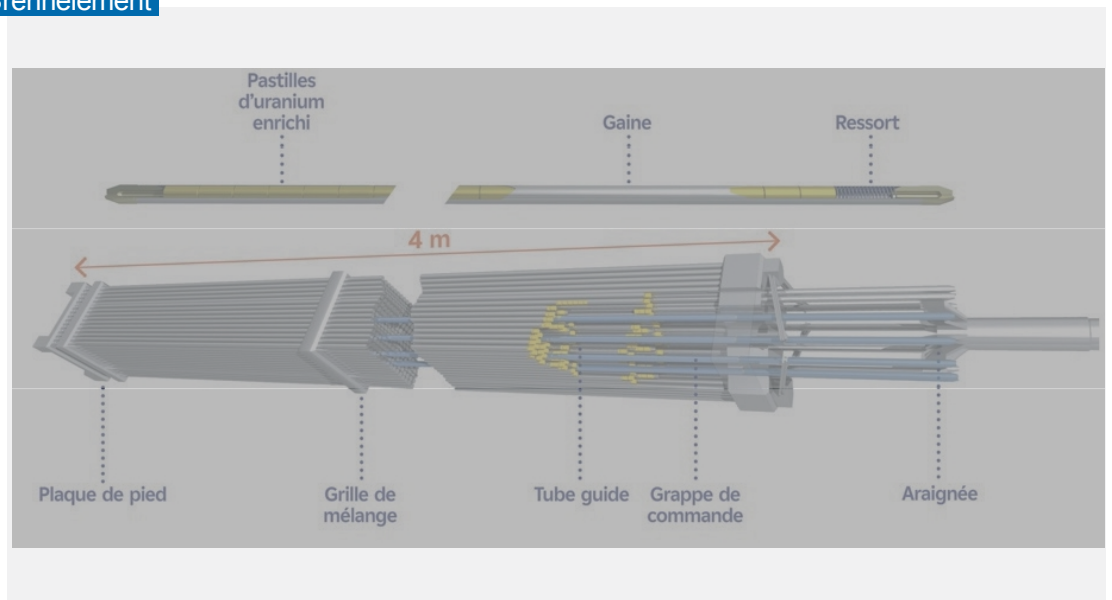


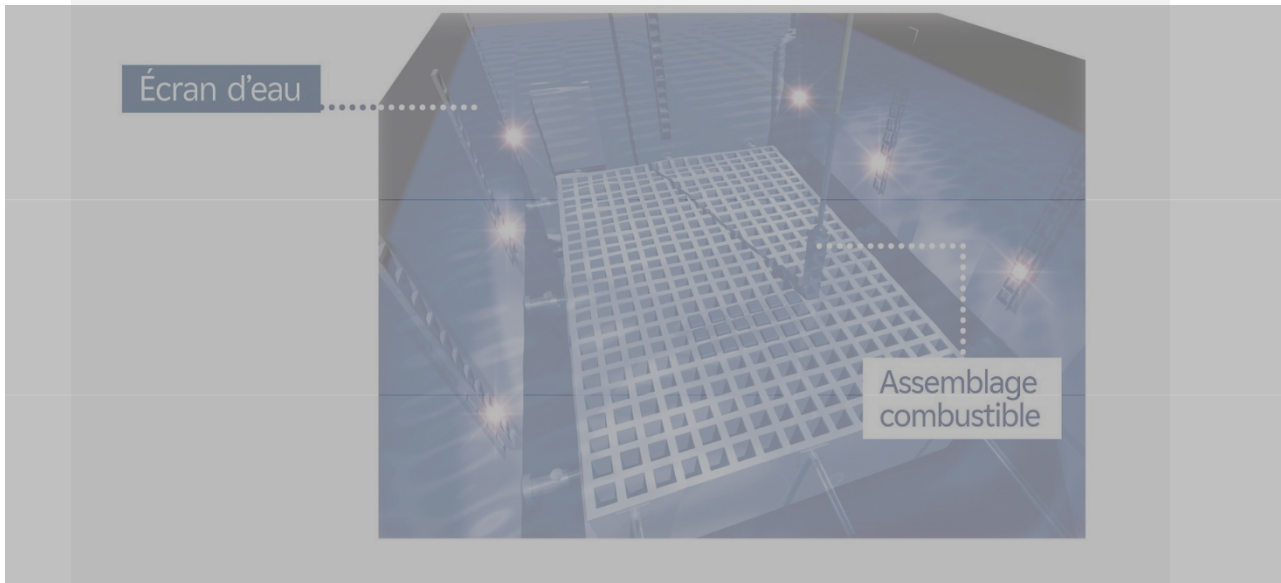
3.3.3 Sicherheit im Brennelementlager

Das Lagerbecken des Brennelementgebäudes (BK) nimmt die neuen Brennelemente auf, bevor diese in den Reaktor geladen werden, sowie

bereits verwendete Brennelemente, die auf ihre Entnahme oder eine erneute Beladung warten.

Brennelement





Im Normalbetrieb:

- Die Restwärme der im Becken gelagerten abgebrannten Brennelemente wird über das Wasserbehandlungs- und -kühlsystem der Becken (PTR) abgeführt, das durch die Kältequelle (Donzère-Mondragon-Kanal) über den Zwischenkühlkreislauf (RRI) und den Notstrom-Rohwasserkreislauf (SEC). Das PTR-System besteht aus zwei getrennten, elektrisch abgesicherten Kreisläufen (Pumpe, Wärmetauscher), die die Temperatur des Beckens ständig unter 50 °C halten;
- das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes (BK) kann über die Übertragungsleitung mit dem Becken des Reaktorgebäudes (BR) verbunden werden, beispielsweise während der Beladung und Entladung des Reaktors. Auf der Seite des Reaktorgebäudes wird die Kühlung durch den Reaktorstillstandskühlkreislauf (RRA) gewährleistet, der seinerseits über die RRI- und SEC-Kreisläufe durch die Kühlquelle (Donzère-Mondragon-Kanal) gekühlt wird.

In Stör- oder Unfallsituationen:

- Wenn der gesamte Reaktorbrennstoff in das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes entladen wird, kann der Ausfall einer der beiden Pumpen oder eines der beiden Wärmetauscher zu einem Anstieg der Wassertemperatur im Becken auf über 50 °C führen. In diesem Fall bleibt die Kühlung aufrechterhalten, ohne dass es zum Sieden kommt;
- Situationen einer unbeabsichtigten Entleerung des Beckens führen zur automatischen Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufs, um die Brennelemente unter Wasser zu halten;

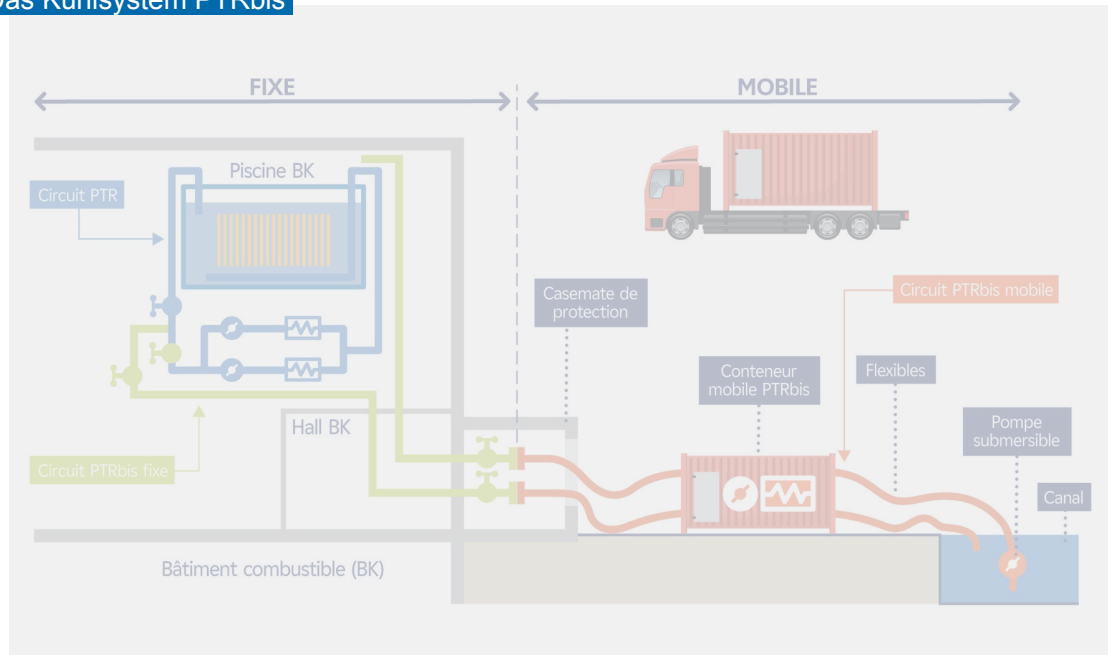
- Bei einem vollständigen Ausfall der Kühlung durch das PTR-System ist eine Nachspeisung des Schwimmbeckens über das Löschwassernetz oder das Entmineralisierungssystem möglich, um die Verdunstung auszugleichen. Die Kühlung des Brennstoffs ist gewährleistet, da die Brennelemente auch bei einem Überkochen des Schwimmbeckenwassers unter Wasser bleiben.

In Situationen extremer äußerer Einwirkungen, den sogenannten „Hard-Core“-Situationen, kann es zu Betriebsausfällen bestimmter Anlagen kommen, die möglicherweise mit einem vollständigen Kühlausfall einhergehen. In diesem Fall übernehmen die „Hard-Core“-Anlagen, die für die Folgen solcher Extremsituationen ausgelegt und robust sind, weiterhin die Sicherheitsfunktionen. In diesen Extremsituationen:

- ermöglicht die diversifizierte Wasserquelle (SEG) die Ergänzung der Zusatzversorgung des BK-Beckens durch Wasser- und Stromressourcen, die von den übrigen Ressourcen des Reaktorblocks unabhängig sind. Diese Zusatzversorgung gleicht die Verdunstung aus und gewährleistet die Kühlung der Brennelemente, indem diese unter Wasser gehalten werden;
- ermöglicht das zusätzliche Kühlsystem (PTR-bis) langfristig die Rückkehr zu einer Situation, in der das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes gekühlt wird und das Sieden gestoppt ist.



Das Kühlsystem PTRbis

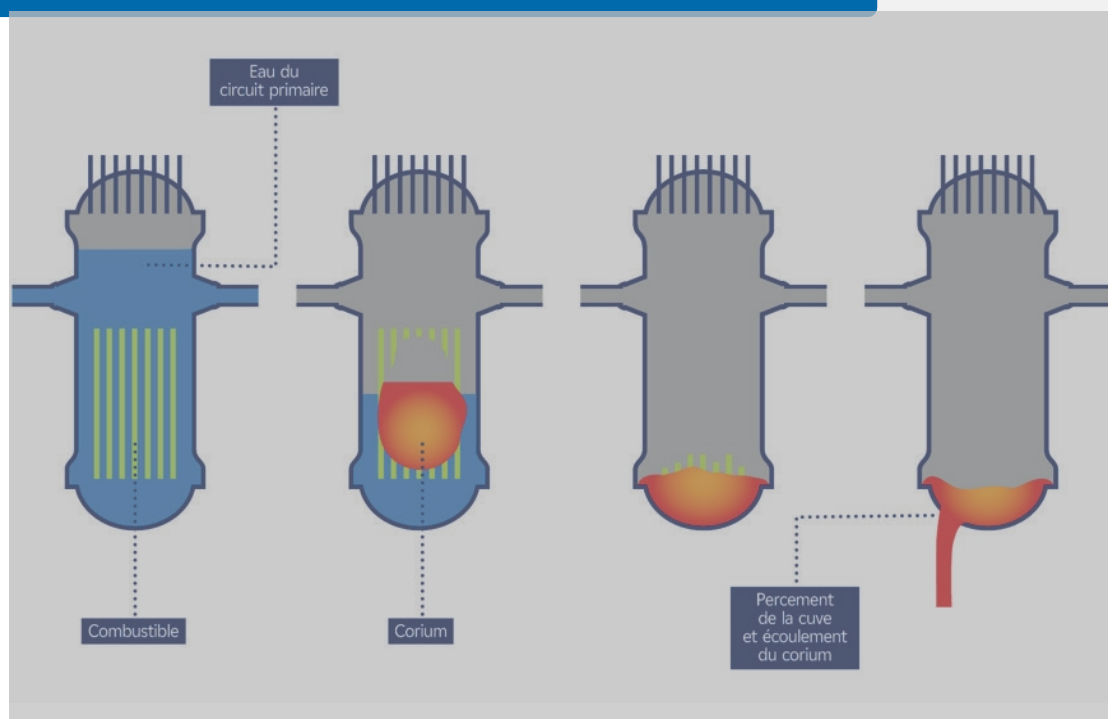


334 Sicherheit im Falle einer Kernschmelze

Ein längerer Ausfall der Reaktorkernkühlung kann bei fehlendem Wasser im Reaktorbehälter zu Unfällen mit Kernschmelze führen. Tatsächlich könnte der Brennstoff im Behälter Temperaturen erreichen, die zum Schmelzen des ihn bildenden Metalls (Brennstofftableten und Hüllen), aber auch des umgebenden Metalls (Regelstäbe oder Strukturen) führen, bis hin zu einem möglichen Durchbruch des Behälterbodens.

Das aus diesem Prozess entstehende Metallagglomerat in Form einer zähflüssigen Masse wird als Corium bezeichnet.

Prozess der Beschädigung des Reaktors bei einem Unfall Brennstoffschmelze



In dieser Situation sind die ersten beiden Sicherheitsbarrieren beschädigt, und das Sicherheitsziel besteht nun darin, die Dichtheit der dritten Barriere, des Sicherheitsbehälters, zu gewährleisten, um die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt zu verhindern.

Die Strategie zur Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze orientiert sich am beim EPR umgesetzten Ansatz. Sie zielt darauf ab, das Corium

„trocken“, d. h. ohne Wasser, auf dem Boden des Reaktorgebäudes, der Fundamentplatte, ausbreiten zu lassen. So verteilt bietet es eine große Austauschfläche und kann durch die Zufuhr von boriiertem Wasser stabilisiert werden, das es kühlt und schließlich die gesamte ausgebreitete Coriumschicht verfestigt. Diese Strategie zielt darauf ab:

- sicherzustellen, dass die Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nicht durchbrochen wird. Denn das Corium führt, wenn es nicht stabilisiert wird, zu einer Erosion der Fundamentplatte;
- den langsamen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter zu begrenzen und somit das Öffnen der gefilterten Entlüftungsöffnung des Sicherheitsbehälters zur Druckentlastung auszuschließen;
- die physikalischen Phänomene bei einem Unfall mit Kernschmelze (insbesondere das Risiko einer Wasserstoffverbrennung) unter Kontrolle zu halten.

Die in VD4 für den Reaktor Nr. 3 von Tricastin „realisierten“ Maßnahmen sind somit:

→ **die Schaffung eines Bereichs zur Trockenausbreitung des Coriums**

innerhalb einer speziellen Auffangzone unterhalb des Reaktorbehälters: der Bereich „Puits de Cuve“ und der in dessen Verlängerung liegende Instrumentenraum des Reaktorkerns.

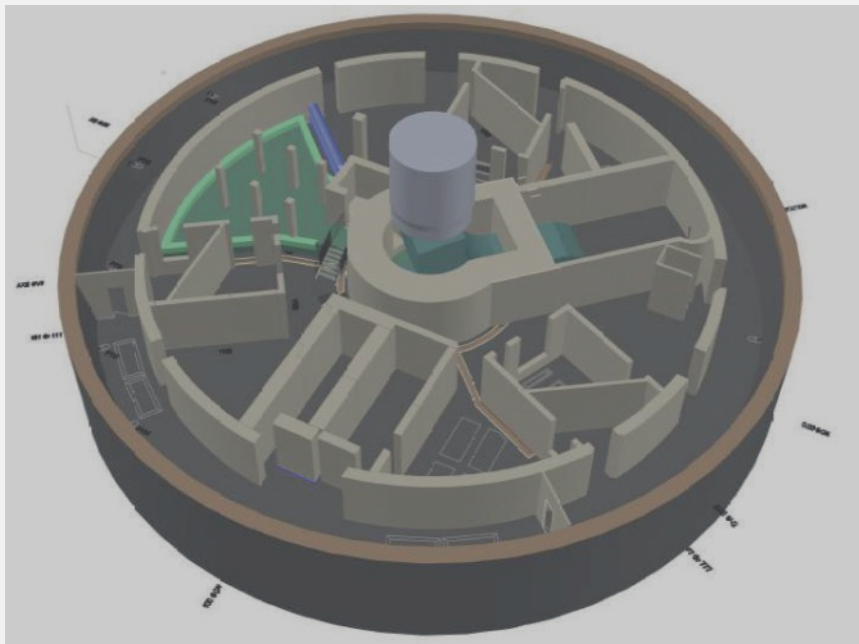


→ **die Einrichtung eines passiven Corium-Flutungssystems**, bestehend aus einer

Vorrichtung mit passiven Klappen, die das zuvor über das Sprühsystem des EAS-Gebäudes in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes eingeleitete Wasser freigeben EAS-Anlage, die von den beiden Blockdieselmotoren unterstützt wird, oder, für Extremsituationen, die neue Vorrichtung „Noyau Dur“ EAS-ND, die durch den Diesel-Notstromgenerator (DUS) unterstützt wird.



Genutzte Räume (Reaktorkesselraum und Kerninstrumentierungsraum) zur Verteilung des Coriums



Mit diesen Maßnahmen zeigen die durchgeführten Studien für den Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin, dass die Betonerosion durch das Corium angesichts der Dicke der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes begrenzt bleiben wird.



4.

Teil „Risiken“ der Überprüfung von Tricastin 3

4.1 Konformität der Anlage

Vor der Umsetzung von Sicherheitsverbesserungen stellt EDF sicher, dass die Anlagen den für sie geltenden Vorschriften entsprechen.

Ergänzend zur Behebung von Konformitätsabweichungen, die während des Betriebs der Anlage festgestellt wurden, setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Mittel zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein:

- Konformitätsmanagement,
- Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT),
- Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC),
- Programm zur Überprüfung der Systemkonformität,
- spezielle Prüfungen.

Diese Maßnahmen führen zu Maßnahmen, die im Rahmen der Überprüfung umgesetzt werden.

4.1.1 Das Management der Konformitäts

EDF verfügt über eine Organisation, die es ihr ermöglicht, Abweichungen von den Erwartungen zu erkennen, sei es bei der Ausrüstung oder bei einer Tätigkeit. Sie analysiert diese, um entsprechend ihrer Bedeutung im Hinblick auf die geschützten Interessen geeignete Maßnahmen zu ergreifen, insbesondere wenn die festgestellte Situation eine Abweichung im Sinne des Erlasses INB¹⁰ darstellt.

Anlässlich der regelmäßigen Überprüfungen erstellt EDF eine Bestandsaufnahme der Abweichungen und überprüft, ob alle Feststellungen und Konformitätsabweichungen vor und während der zehnjährigen Inspektion durch materielle und betriebliche Maßnahmen untersucht und gegebenenfalls behoben wurden. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behebung einer Abweichung, die Auswirkungen auf die Sicherheit hat, EDF

begründet im Einzelfall die Akzeptanz der Situation, schlägt bei Bedarf Ausgleichsmaßnahmen vor und verpflichtet sich zur Einhaltung eines Termins für die Behebung.

Die Analyse zeigt, dass alle Abweichungen, die Gegenstand von sicherheitsrelevanten Ereignissen (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala waren, sowie alle Abweichungen im Sinne der INB-Verordnung, die Gegenstand eines umweltrelevanten Ereignisses (ESE) im Zusammenhang mit der flüssigen Einschlusses, für den Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin behoben wurden.

4.1.2 Die Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT)

Das ECOT ist eine ergänzende Maßnahme zu den Betriebsvorschriften wie den regelmäßigen Prüfungen (EP), den Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) oder den Wiederezulassungsprüfungen (ER) nach Instandhaltungsmaßnahmen.

Ziel des ECOT ist es, die Konformität anhand einer Liste von kritischen Punkten zu überprüfen, basierend auf:

- Vor-Ort-Kontrollen, die vom Betreiber vor und während der zehnjährigen Inspektion durchgeführt werden,
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Vorschriften sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Für den RP4 900 hat EDF den Prüfumfang der ECOT erweitert und etwa fünfzehn Kontrollthemen ausgewählt, darunter: Bauwesen, Eignung der Materialien unter Unfallbedingungen, Brand- und Überschwemmungsrisiken.

¹⁰ Verordnung vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke (INB)

Es wurden Vor-Ort-Besichtigungen an Anlagen durchgeführt, die zur Aufrechterhaltung des sicheren Betriebs des Reaktors beitragen, wie beispielsweise die Kühlpumpen des Primär- und Sekundärkreislaufs des Reaktors oder die Notstromdieselaggregate.

Bei Tricastin 3 betrafen die festgestellten Abweichungen hauptsächlich den Hochbau und die Verankerungen. Sie wurden alle behoben.

4.13 Das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC)

Ziel des PIC ist es, sicherzustellen, dass keine Verschlechterung an weniger schadensanfälligen Anlagen vorliegt. Zu diesem Zweck werden während der VD4 der Blöcke der 900-MWe-Generation Stichprobenkontrollen durchgeführt. Die von einer Verschlechterung betroffenen Anlagen werden wieder in den ordnungsgemäßen Zustand versetzt; das Wartungshandbuch wird angepasst.

Im Rahmen des RP4 900 wurden folgende Bereiche für das PIC ausgewählt:

- die mechanischen Anlagen des Primär- und Sekundärkreislaufs,
- weitere mechanische Ausrüstung: Rohrleitungen, Planen, Wärmetauscher, Pumpen, Hähne,
- Tiefbau und Sicherheitshülle.

Für Tricastin 3 umfassten die Maßnahmen die Durchführung zerstörungsfreier Prüfungen (Eindringprüfung von Schweißnähten und Dickenmessung an Rohrleitungen und Abzweigungen, Sicht- und TV-Prüfungen der Regenwasserabläufe). Bei diesen Prüfungen am Reaktor 3 von Tricastin wurden keine Abweichungen festgestellt.

4.14 Konformitätsprüfungen von System

Ziel ist es, Konformitätsprüfungen der Reaktorkern-Sicherheitssysteme und der damit verbundenen sicherheitsrelevanten Hilfssysteme durchzuführen, deren Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht mehr überprüft wurden.

Für den RP4 900 hat EDF Konformitätsprüfungen der folgenden Systeme durchgeführt:

- Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns oder des im Lagerbecken des Brennelementgebäudes gelagerten Brennstoffs. Diese Überprüfungen wurden auf wichtige unterstützende Funktionen ausgeweitet, wie beispielsweise solche, die zur Kühlung beitragen;
- Stromquellen: Diese Überprüfung, die darauf abzielt, die Zuverlässigkeit der bestehenden Stromquellen zu gewährleisten, konzentrierte sich auf die Integration der im Rahmen der Maßnahmen nach (siehe 4.2.1), insbesondere auf den funktionalen Ersatz des Notstromturbogenerators durch die Notdieselaggregate (DUS) sowie



als auch die Absicherung des DUS von Tricastin 3 durch den DUS des benachbarten Reaktors Tricastin 4;

- Lüftungssysteme, um sicherzustellen, dass deren Leistungsfähigkeit den Anforderungen der Sicherheitsrichtlinien für „Grand Chaud“, „Grand Froid“ und das Risiko einer internen Explosion entspricht.



Diese Überprüfungen führten zu umfangreichen Nachprüfungsarbeiten, insbesondere hinsichtlich der Kohärenz der Sicherheitsrichtlinien, der Klassifizierung bestimmter Ausrüstungen und der allgemeinen Betriebsvorschriften unter Berücksichtigung der sukzessiven Entwicklungen während der 40-jährigen Betriebszeit.

Was die Kühlung des Reaktorkerns betrifft, so stützt sich die Wasserrückführung im Störfall auf das Sicherheitsinjektionssystem des Primärkreislaufs und das Sprühsystem des Sicherheitsbehälters. Die entsprechende Überprüfung hat die einwandfreie Funktion aller Systeme und Anlagen nachgewiesen, die direkt oder indirekt an dieser Funktion beteiligt sind.

Darüber hinaus hat sich EDF verpflichtet, die Menge an Trümmern zu begrenzen, die im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf vom Wasser mitgeführt werden könnten. Der Austausch von Faserisolierungen durch Metallisolierungen trägt insbesondere dazu bei, das Risiko einer Verstopfung zu verringern, die den Wasserumlauf im Reaktorgebäude beeinträchtigen könnte.



4.15 Spezielle Tests ()

Sonderprüfungen werden vor Ort, am Simulator oder im Labor zusätzlich zu den regelmäßigen Prüfungen und den zehnjährigen Prüfungen durchgeführt, um:

- die Vollständigkeitsanalyse der während des Betriebs durchgeführten regelmäßigen Prüfungen zu bestätigen: zum Beispiel den Langzeitbetrieb der Dieselmotoren, der Pumpen des Sprühkreislaufs des Reaktorgebäudes (EAS) und der Druckluftkreisläufe (SAR);
- die Modellannahmen und die Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge zu untermauern: zum Beispiel thermische Studien oder neutronische Berechnungen;
- die ordnungsgemäße Integration wesentlicher Bestimmungen der Überprüfung zusätzlich zu den durchgeführten Requalifizierungen zu überprüfen: elektrische Verteilung, „Hard Core“-System zur Kühlung des Coriums im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze (EAS-ND), „Hard Core“-System zur Notwasserversorgung der Dampferzeuger (ASG-ND) ...

Diese speziellen Prüfungen werden für alle Reaktoren derselben Baureihe nur einmal an einem Reaktor durchgeführt. Bislang sind an der Anlage Tricastin 3 keine speziellen Prüfungen erforderlich.

4.2

Neubewertung des nuklearen Sicherheitsniveaus

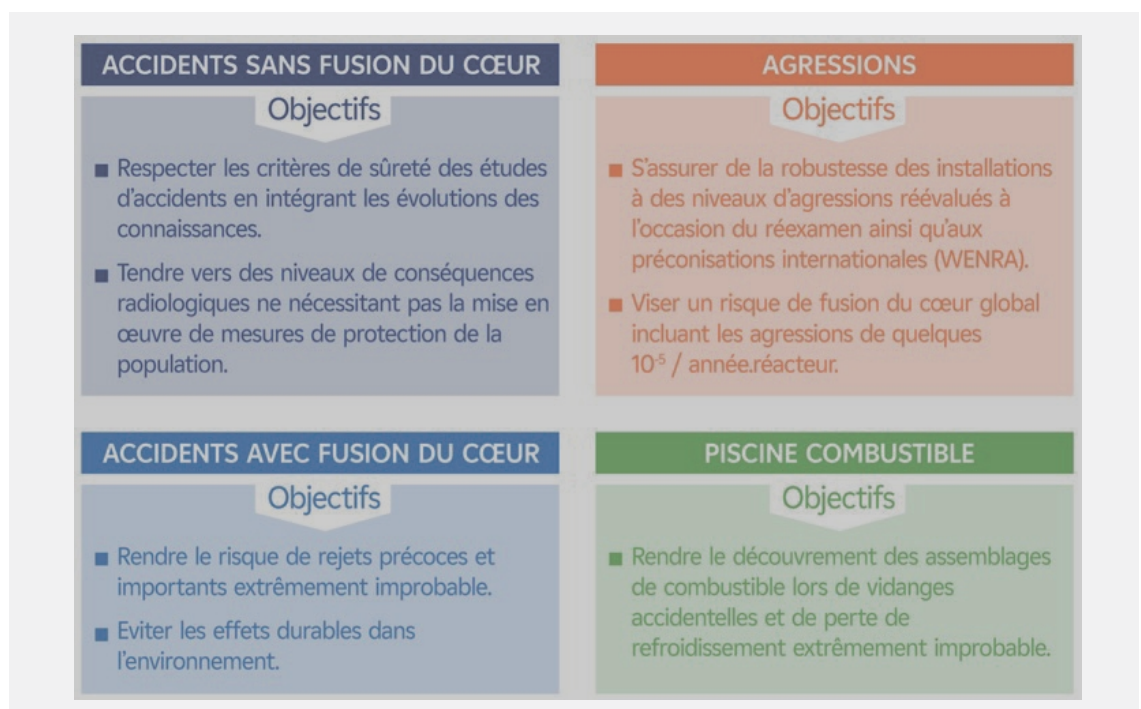
Die Studien zur Neubewertung des nuklearen Sicherheitsniveaus zielen darauf ab, den Schutz vor den Risiken der Anlage (Störfälle und Unfälle) zu verbessern, indem neue Anforderungen in das Regelwerk integriert werden, die sich ergeben aus:

- dem Vergleich der geltenden Anforderungen mit denen, die für neuere kerntechnische Anlagen gelten,
- der kontinuierlichen Auswertung sicherheitsrelevanter Erkenntnisse aus nationalen und internationalen Erfahrungsberichten,

→ aus dem Wissensfortschritt, einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen.

Diese neuen Anforderungen können EDF dazu veranlassen, Maßnahmen zur Änderung der Anlagen und ihres Betriebs vorzuschlagen.

Diese Neubewertung wurde anhand von Zielen strukturiert, die auf vier große Sicherheitsthemen verteilt sind.



Deterministische Studien und probabilistische Studien

Der Nachweis der Sicherheit französischer Kernreaktoren stützt sich im Wesentlichen auf einen deterministischen Ansatz, d. h. die Auslegungsmaßnahmen werden durch die Untersuchung einer Liste hypothetischer Unfallszenarien und durch die Anwendung „vorsichtiger“ Regeln und Kriterien begründet, die also Sicherheitsmargen beinhalten.

Dieser Ansatz wird durch die Durchführung probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) ergänzt, die es ermöglichen, die mit kerntechnischen Anlagen verbundenen Risiken hinsichtlich der Häufigkeit der befürchteten Ereignisse und ihrer Folgen zu bewerten.

Angesichts des umfangreichen Umfangs an materiellen und dokumentarischen Änderungen des RP4-900-Programms führt EDF eine übergreifende Analyse der Auswirkungen der Änderungen durch; diese betrifft:

- das Personal: Analyse der sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen an den Standorten,
- die Anlage: Analyse der Vollständigkeit der Nachprüfungen der Anlage nach Einarbeitung der Änderungen.

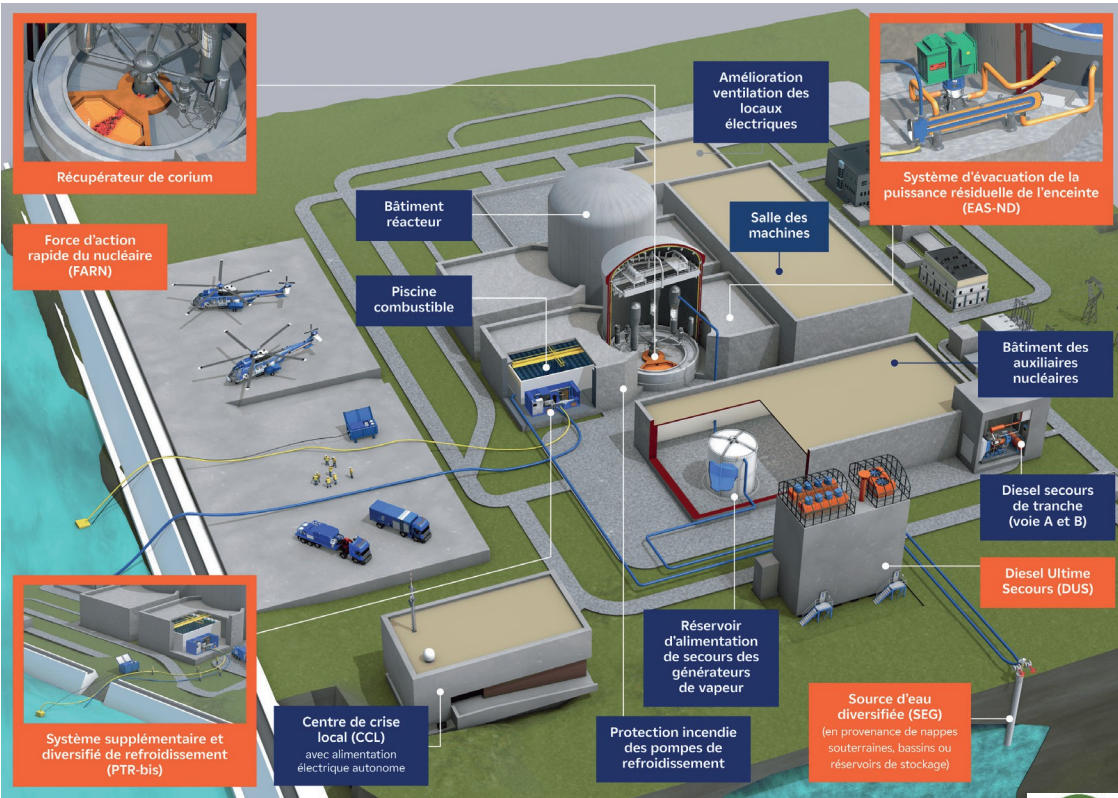
Nach einer Zusammenfassung der Beiträge der „Noyau Dur“-Bestimmungen zu den Zielen der Neubewertung des Sicherheitsniveaus werden in den folgenden Abschnitten die wichtigsten Bestimmungen vorgestellt, die den festgelegten Zielen in den vier oben genannten großen Sicherheitsbereichen entsprechen.

421 Die wichtigsten Bestimmungen des „Noyau Dur“

Die Bestimmungen zur Verstärkung der Kernkraftwerke des EDF-Bestands nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 wurden im Rahmen der

Neubewertung des Sicherheitsniveaus im Rahmen der 4 periodischen Überprüfung von Tricastin 3 berücksichtigt. Nachstehend werden die wichtigsten Bestimmungen des sogenannten „Kernpakets“ zusammengefasst (siehe § 3.3).

Wichtigste Maßnahmen des „Noyau Dur“



Force d'Action Rapide du Nucléaire

(FARN): Teams, die für den Transport der materiellen und personellen Ressourcen zuständig sind, um die Teams des Kraftwerks bei der Bewältigung einer Notfallsituation zu unterstützen

Diesलगенерatoren für den Notfall (DUS): eine zusätzliche Stromversorgung für jeden Reaktor für den Fall, dass alle Stromquellen ausfallen.

Diversifizierte Wasserversorgung (SEG): ermöglicht die Kühlung des Reaktors (über das Sekundärkühlsystem) und des Lagerbeckens.

Diversifizierung der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens (PTR-bis)

EAS-ND: Vorrichtung, die das Überfluten des Coriums und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter ermöglicht, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss.

RÉALISÉ

RÉALISÉ

RÉALISÉ

RÉALISÉ

RÉALISÉ

Diversifizierte mobile Kaltquelle:

Kühlkreislauf für die EAS-ND- oder PTR-bis-Maßnahmen, der über die FARN zugeführt wird.

Stabilisierung des Coriums:

Vorrichtung am Boden des Reaktorgebäudes, um den geschmolzenen Kern auf der Fundamentplatte des Gebäudes zu halten.

Sekundäre Kühlung des Kerns:

Verstärkung der Notstromversorgung der Dampferzeuger gegen extreme Belastungen, um die Ableitung der Leistung aus dem Sicherheitsbehälter zu ermöglichen.

Lokales Krisenzentrum (CCL): Gebäude, das die langfristige Bewältigung einer Notfallsituation ermöglicht und über ausreichende Zugänglichkeit, Autonomie und einer angemessenen Bewohnbarkeit im Krisenfall.

Diese „Hard Core“-Maßnahmen tragen dazu bei, die verschiedenen Ziele der vier Themenbereiche der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe zu erfüllen.

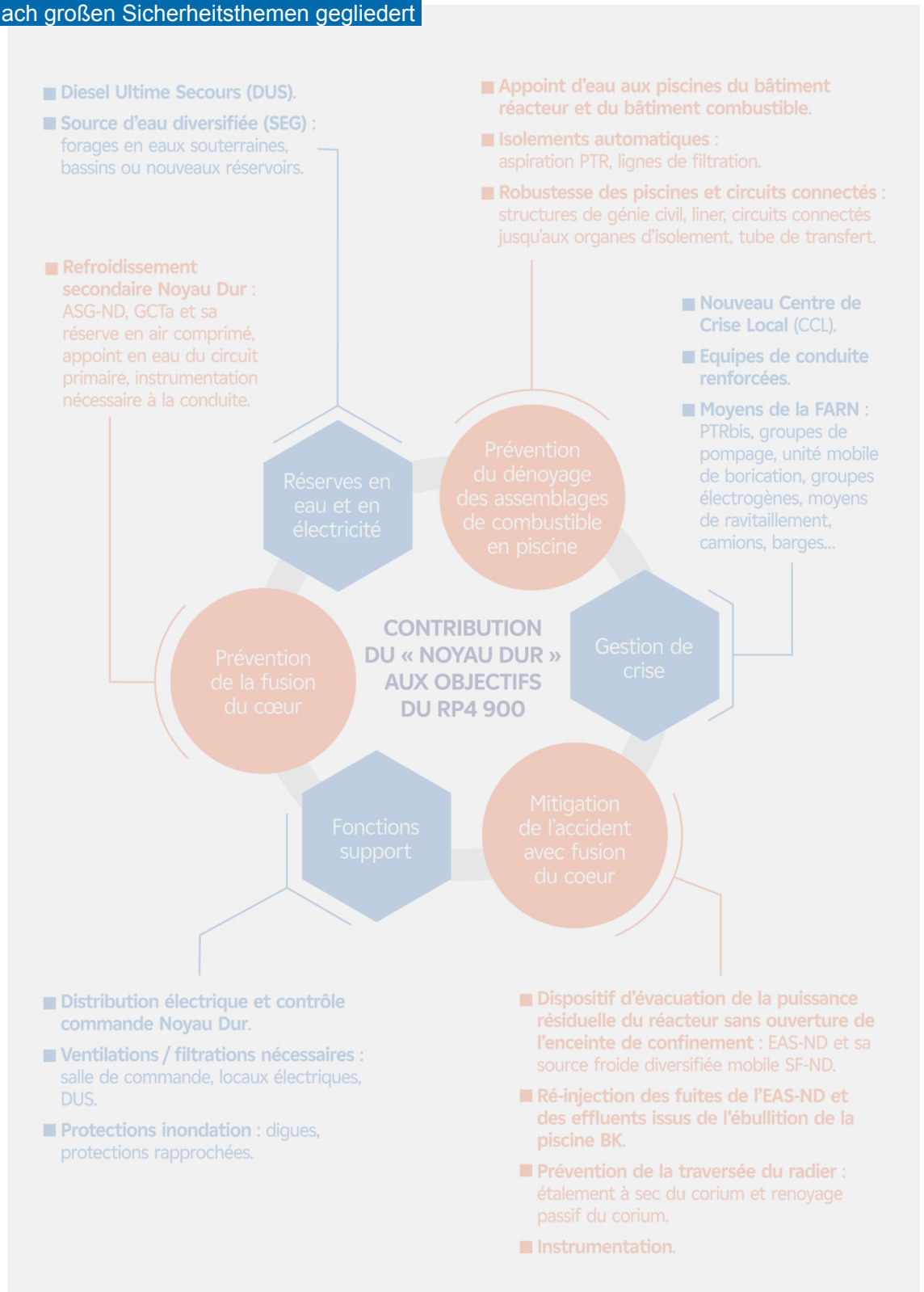
RÉALISÉ

RÉALISÉ

PROPOSÉ

PROPOSÉ

Wichtigste „Noyau Dur“-Maßnahmen (ND)
nach großen Sicherheitsthemen gegliedert



422 Unfälle ohne Kernschmelze

4221 Allgemeiner Rahmen der thematischen „

Anlässlich des RP4 900 wurden die Unfallstudien des Sicherheitsberichts unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und der aktuellen Praxis überprüft.

Um die Einhaltung der Sicherheitskriterien zu überprüfen und ein Maß an radiologischen Folgen anzustreben,

, die keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordern, werden zwei Arten von Studien durchgeführt:

- deterministische Studien zu angenommenen Unfallszenarien; insbesondere ermöglichte eine Übung zur Übertragung von Unfallsituationen und Reaktionszeiten der für den Reaktorbetrieb zuständigen Bediener, die im EPR FLA 3 berücksichtigt wurden, die Überprüfung des ordnungsgemäßen Verhaltens der in den 900-MWe-Reaktoren verfügbaren Schutzmaßnahmen;
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze, deren Ergebnisse eine Verbesserung gegenüber der 3periodischen Überprüfung mit einer signifikanten Verringerung des Kernschmelze-Risikos zeigen.

4222 Darstellung der wichtigsten Maßnahmen zur Verbesserung der Wasser

Aufstockung der Wasserressourcen zur Ableitung der Reaktorleistung



Wiederbefüllung des ASG-Behälters über das Löschwassernetz

Pädagogische Aspekte

Im Rahmen des RP4 900 haben aktualisierte thermohydraulische Studien unter Einbeziehung konservativerer Annahmen gezeigt, dass in bestimmten Unfallsituationen (Unfälle durch Bruch von Dampfleitungen oder Dampferzeugerrohren) das im Notversorgungsbehälter der Dampferzeuger (ASG) verfügbare Wasser nicht mehr ausreicht, um den Reaktor in einen sicheren Zustand zu bringen. Da die verschiedenen vorhandenen Hilfsmittel in diesen Situationen nicht eingesetzt werden können (Kumulierung von erschwerenden Faktoren, unangemessene Sicherheitsanforderungen...), strebt EDF daher eine Erhöhung der Wasserressourcen an.

Beschreibung der Maßnahme

Die Maßnahme besteht darin, den ASG-Behälter über das Löschwasser-Netz zu befüllen, indem eine Verbindung zwischen dem Löschwasser-Netz mit seinen Wasserreserven und der Versorgungsleitung des ASG-Behälters hergestellt wird. Ein Filter begrenzt den Gehalt an Schwebeteilchen im Löschwasser, um den ordnungsgemäßen Betrieb der ASG-Pumpen zu gewährleisten.

Verringerung der radiologischen Folgen im Falle eines Unfalls



Im Rahmen des RP4 900 verfolgt EDF, wie bereits bei den Reaktoren der 3. Generation, die Strahlenbelastung der Bevölkerung im Falle eines Unfalls ohne Kernschmelze auf ein Niveau zu senken, das so gering ist, dass keine Notfallmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich wären¹¹.

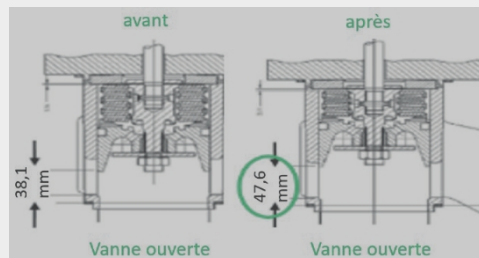
Um dieses Ziel für den schwerwiegendsten Fall zu erreichen, nämlich den Unfall mit einem Bruch des Dampferzeugerrohrs (RTGV) bei gleichzeitigem möglichem Austritt in die Atmosphäre durch den Ausfall eines Ventils, werden folgende Maßnahmen umgesetzt:



Erhöhung der Durchflussmengen der Dampfblasventile

Pädagogische Aspekte

Der als GCTa bezeichnete Kreislauf dient dazu, den von den Dampferzeugern erzeugten Dampf direkt in die Atmosphäre abzuführen; er ermöglicht die Steuerung der Reaktors durch die Dampferzeuger zu steuern, wenn der erzeugte Dampf nicht ausreicht, um die Turbine anzutreiben oder wenn die Turbine nicht verfügbar ist. Er wird somit bei jedem Abschalten oder Anfahren genutzt. Er wird auch in Stör- oder Unfallsituationen zur Kühlung des Reaktors eingesetzt.



Beschreibung der Anordnung

Im Falle eines Unfalls wird die Dampfableitungskapazität der Ventile des GCTa-Kreislaufs in die Atmosphäre erhöht, um die Dauer des Unfalls und die damit verbundenen möglichen radioaktiven Freisetzungen zu begrenzen und den Reaktor schneller zu kühlen. Zu diesem Zweck wird die interne Struktur des GCTa-Ventils modifiziert.

¹¹ Eine effektive Dosis von 10 mSv für die Schutzmaßnahme, von 50 mSv für die Evakuierung und eine äquivalente Dosis an der Schilddrüse von 50 mSv für die Verabreichung von stabilem Jod.



Senkung der Radioaktivitätsgrenze des Wassers im Primärkreislauf

Beschreibung der Maßnahme

Durch betriebliche Maßnahmen wird die maximale Jod-131-Konzentration im Primärkreislaufwasser bei Leistungsschwankungen von 150 auf 80 GBq/t gesenkt.

Diese Maßnahme ermöglicht es, die Aktivität möglicher radioaktiver Freisetzungen und deren radiologische Folgen (insbesondere Schilddrüsendosen) bei allen Unfällen ohne Brennstoffhüllenbruch zu reduzieren, einschließlich des schwerwiegendsten Unfalls, nämlich des Dampferzeugerrohrbruchs.

423 Einwirkungen

423.1 Allgemeiner Rahmen der thematischen „Kernkraftwerke sind so ausgelegt, dass sie vor internen oder externen Beanspruchungen geschützt sind, die auf Naturereignisse oder menschliche Aktivitäten zurückzuführen sind und zu Schäden an Strukturen, Systemen oder Komponenten führen könnten, die für die Sicherheitsfunktionen erforderlich sind.“

Kernkraftwerke sind so ausgelegt, dass sie vor internen oder externen Beanspruchungen geschützt sind, die auf Naturereignisse oder menschliche Aktivitäten zurückzuführen sind und zu Schäden an Strukturen, Systemen oder Komponenten führen könnten, die für die Sicherheitsfunktionen erforderlich sind.

Im Rahmen der Überprüfung wird das Ausmaß der Belastungen unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Technik und des Wissensstands neu bewertet, insbesondere unter Einbeziehung der Schlussfolgerungen der Berichte des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC).

Die Sicherheitsstudien zu „Einwirkungen“ bestehen aus einem deterministischen Teil, dessen Ziel es ist, die Möglichkeit nachzuweisen, den Reaktor in einen sicheren Zustand zu versetzen und dort dauerhaft zu halten. Sie werden, sofern relevant, durch einen probabilistischen Teil (probabilistische Sicherheitsstudien, „EPS“) ergänzt.

Die berücksichtigten Einwirkungen sind diejenigen, die in den Vorschriften (INB-Erlass) festgelegt sind:

- interne Einwirkungen: Brand, Explosion, Überschwemmung, Ausfall von Druckgeräten, Kollision und Herabfallen von Lasten, elektromagnetische Störungen, Freisetzung gefährlicher Stoffe, böswillige Handlungen,
- externe Einwirkungen (natürlicher oder vom Menschen verursachter Art): Erdbeben, extreme Wetter- oder Klimabedingungen (Überschwemmung, Schnee, Hitzewelle, extreme Kälte, starker Wind, Tornados), Einwirkungen durch Flüsse oder das Meer (Eisgang, Vereisung, Ölteppiche, Versandung, Niedrigwasser), Blitzschlag und elektromagnetische Störungen, Brand, industrielle Risiken in der Umgebung (Explosion, gefährliche Stoffe), versehentlicher Flugzeugabsturz, böswillige Handlungen.

Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurden die Studien unter Berücksichtigung internationaler Standards durchgeführt

12

¹² WENRA: Vereinigung der nuklearen Sicherheitsbehörden der westeuropäischen Länder (Western European Nuclear Regulators Association)

von der WENRA festgelegten internationalen Standards. In der Pi Sicherheitsanalyse noch anspruchsvoller gestaltet:

- Durchführung von Sensitivitätsanalysen, die den Ausfall von Anlagen und Einwirkungen kumulieren,
- Berücksichtigung einer verzögerten Reaktionszeit des Betreibers,
- Analyse des Verhaltens der Anlage bei extremen Witterungseinflüssen, die seltener als einmal alle 10.000 Jahre auftreten.

Im Rahmen der Überprüfung trägt der Einsatz des „Kern“ zur Bewältigung von Einwirkungen (Erdbeben, Überschwemmungen usw.) extremer Intensität, die über die bisher zugrunde gelegten Werte hinausgehen, trägt dazu bei, diesen Anforderungen an verstärkte Untersuchungen gerecht zu werden.

423.2 Darstellung der wichtigsten Maßnahmen

Schutz vor

„Brand“: Umwicklung von Kabeln und Austausch bestimmter Ausrüstungen durch solche mit höherer Feuerwiderstandsklasse, um die Brandabschnittsbildung zu verbessern.



Verbesserung der Feuerbeständigkeit von Brandabschnittselementen oder Kabeln

Pädagogische Aspekte

Im Rahmen des RP4 900 besteht das Hauptziel zur Verbesserung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich Brandrisiken in der Überprüfung der Brandabschnittsbildung: Aufrechterhaltung der Verfügbarkeit mindestens einer redundanten Funktion. Der deterministische Ansatz wird durch einen probabilistischen Ansatz ergänzt, der eine umfassendere Bewertung der Robustheit der Anlage gegenüber Bränden liefert.



Beschreibung der Maßnahme

Die geplanten Maßnahmen ermöglichen es, die Feuerbeständigkeit bestimmter Komponenten (Brandschutztüren, Brandabschnittselemente, Brandschutz von elektrischen Kabeln...) oder das Ausmaß oder die Intensität möglicher Brände zu verringern. Diese Maßnahmen bestehen insbesondere darin, Brandabschnittselemente (z. B. Brandschutztüren) durch Elemente mit höherer Feuerwiderstandsfähigkeit zu ersetzen. Sie bestehen auch darin, Kabel mit einer feuerfesten Ummantelung zu schützen oder die Brandlasten zu verringern.

Schutz **vor der Gefahr „Explosion“**: Verbesserung der Erdbebensicherheit des Belüftungssystems der Batterieräume, um das Risiko einer Wasserstoffansammlung zu vermeiden,

Einbau eines passiven Wasserstoffrekombinators im am stärksten gefährdeten Raum, um die Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre zu verhindern,

Verdopplung der Wasserstoffdetektion in den Räumlichkeiten des Gebäudes für nukleare Hilfskräfte (BAN).

Schutz vor dem Risiko „externe Überschwemmung“:

- Verstärkung des Deiches, speziell für den Standort Tricastin (siehe unten),
- Schutz vor Überschwemmung der Kraftwerksplattform durch Schwellen, Spundwände in Verbindung mit Betonmauern.



Verstärkung des Deiches von Tricastin Pädagogische Elemente

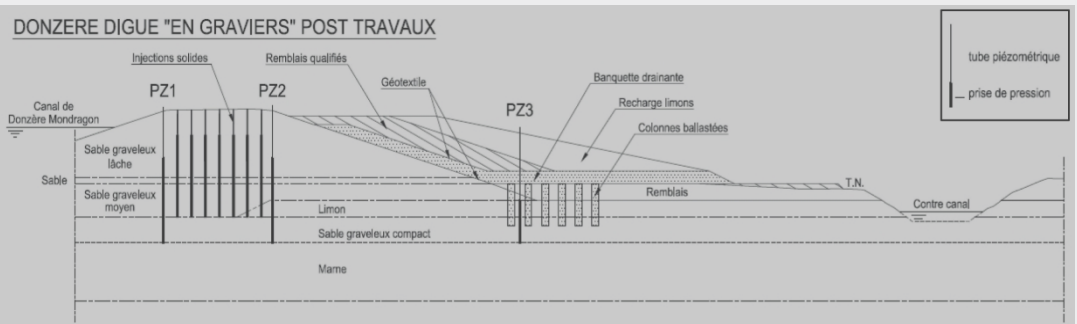
Die Standfestigkeit des gesamten Damms des Kanals von Donzère-Mondragon wurde für das Kernbeben (SND) nachgewiesen, mit Ausnahme des Abschnitts unmittelbar oberhalb der Plattform des Standorts am rechten Ufer, für den die Standfestigkeit für das historisch wahrscheinliche Großbeben (SMHV) nachgewiesen wurde.

Dieser etwa 400 Meter lange Abschnitt, der auch als „Kiesdeich“ bezeichnet wird, war 2017 Gegenstand einer provisorischen Verstärkung und der Umsetzung von Ausgleichsmaßnahmen, um seine Widerstandsfähigkeit gegenüber dem im Referenzsystem festgelegten „erhöhten Sicherheitsbeben“ (SMS) sicherzustellen. Diese Ausgleichsmaßnahmen bestanden in der Errichtung eines Big-Bag-Deichs sowie in der Verbreiterung des Deiches auf einer Länge von 250 m sowie eine Verstärkung der Überwachung durch die Einrichtung eines Bereitschaftsdienstes für den Fall eines Erdbebens.

Beschreibung der Anordnung

Der Kiesdeich wird derzeit endgültig verstärkt, um seine Widerstandsfähigkeit gegenüber dem Erdbeben „Noyau Dur“ (SND) zu gewährleisten; die Fertigstellung ist für Ende 2022 vorgesehen.

Ziel der Maßnahme ist es, zusätzliche Sicherheitsmargen gegenüber der derzeitigen Verstärkung zu schaffen, die bestehenden Ausgleichsmaßnahmen zu ersetzen vorhandenen Ausgleichsmaßnahmen zu ersetzen und sicherzustellen, dass sich bei einem Erdbeben vom Typ „Séisme Noyau Dur“ (SND) keine Brüche bilden: Einbau von Ballastpfählen, Durchführung von Feststoffinjektionen, Einbau von Drainageaufschüttung und Schotteraufschüttung, Behandlung des spezifischen Bereichs der ORANO-Anlagen, Sanierungsarbeiten (Begrünung) nach der Aufschüttung, Installation von Messvorrichtungen zur Überwachung des Deiches nach Abschluss der Arbeiten (einschließlich der Instandsetzung des bestehenden Systems).



Schutz vor dem Risiko „Grands Chauds“: Nach den Hitzewellen von 2003 und 2006 hat EDF das Projekt „Grands Chauds“ ins Leben gerufen, das darauf abzielt, Temperaturveränderungen auf der Zone 2030. Es wurden insbesondere zwei Lufttemperaturstufen definiert, denen die Anlagen standhalten müssen:

- die Langzeit-Lufttemperatur (TLD), die anstelle der bei der ursprünglichen Auslegung berücksichtigten Temperaturen für Nachberechnungen zur Neudimensionierung herangezogen wird. Sie entspricht einer auf die nächsten 30 Jahre hochgerechneten Höchsttemperatur mit einem sehr hohen Abdeckungsgrad (in der Größenordnung von 98 %), bei der alle für die Sicherheit relevanten Komponenten

, akzeptable Umgebungsbedingungen aufweisen. Die für den Standort Tricastin festgelegte LTA der Luft beträgt 36 °C;

- die Ausnahmetemperatur (TE), die für Studien zur Hitzebelastung verwendet wird, um die Grenzen des Bereichs zu dimensionieren. Die für den Standort Tricastin festgelegte TE der Luft beträgt 45,7 °C.

Die wichtigsten Maßnahmen dieses Projekts wurden zwischen 2013 und 2017 umgesetzt:

- Verbesserung der Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher zur Verbesserung der Kühlung durch der Kaltwasserquelle (Kanal von Donzère-Mondragon),



→ Austausch oder Schutz temperaturempfindlicher Geräte durch Hitzeschutzvorrichtungen: Ventile an Dieselmotoren, Stromwandler, Kabel, Sensoren, Brandmeldezentrale usw.



→ Hinzufügen oder Austausch von Kühlaggregaten (siehe unten),



→ elektrische Notstromversorgung und seismische Verstärkung der Lüftungskreisläufe.



Im Rahmen der 4-periodischen Überprüfung wurden zusätzliche Maßnahmen umgesetzt:

→ Verbesserung der thermischen Konditionierung von Gebäuden, die für die nukleare Sicherheit wichtige Elemente enthalten, durch Erhöhung der Lüftungsdurchsätze und/oder der Kühlleistung sowie durch die Installation von Klimaanlageanlagen.



→ Verbesserung der Temperaturbeständigkeit von für die nukleare Sicherheit wichtigen Elementen, insbesondere Austausch der Motoren der Ventilatoren der Diesel-Luftkühler (LHP/LHQ) durch Geräte, die für die in den Hitzewellen-Belastungsstudien angenommenen maximalen Außentemperaturen ausgelegt sind.



Beschreibung der Anordnung

Im Rahmen von RP4 900 werden neue, leistungsstärkere Kühlaggregate installiert, um eine höhere Kühlleistung für das Reaktorgebäude (BR) und das Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN) sicherzustellen.

Schutz vor dem Risiko „Starke Winde und durch starke Winde erzeugte Projektile“ (PGGV):

→ Installation von Metallkonstruktionen und Schutzvorrichtungen an den Filteranlagen der Kaltwasserquelle gegen PGGV.



→ Verstärkung des Schornsteins des BAN gegen die Auswirkungen von Starkwind und einem Tornado der Stärke EF2.



Schutz vor dem Risiko „Starkwind und durch Starkwind erzeugte Projektile (PGGV)“

Pädagogische Aspekte

Im Rahmen der 3-periodischen Überprüfung (RP3 900) hat EDF die Widerstandsfähigkeit seiner Anlagen gegenüber möglichen herumfliegenden Gegenständen bei starken Windböen verbessert. In der RP4 900 wurden die Windgeschwindigkeiten für die Anlagen des „Kernbereichs“ bis auf Tornado-Niveau neu bewertet.

Beschreibung der Anordnung

Die Anordnung besteht darin, „Schutzgitter“ an bestimmten Lüftungsöffnungen oder sicherheitsrelevanten Anlagen.



Austausch von Kühlaggregaten – Pädagogische Aspekte

Nach der Hitzewelle im Sommer 2003 hat EDF einen Aktionsplan aufgelegt, der insbesondere Folgendes umfasst:

- technische Änderungen wie die Erhöhung der Kapazitäten der Kühlaggregate, die Installation zusätzlicher Klimaanlageanlagen sowie Anpassungen an den Anlagen, um deren Betriebsfähigkeit bei Temperaturen zu gewährleisten, die über den bei der Konstruktion zugrunde gelegten Werten liegen,
- oder organisatorische Maßnahmen wie die Einführung spezieller Verhaltensregeln für Hitzewellen („Grands Chauds“).



Neue Kältemaschine (+ 50 % Kühlleistung)



Schutz vor Erdbebenrisiken:

→ Erdbebensicherung der Kabelkanäle und Rohrleitungen, die zu den Funktionen des „SND“ (Séisme de niveau Noyau Dur) beitragen, auf das „SND“-Niveau (siehe unten),



→ hinsichtlich der möglichen Auswirkungen des Erdbebens von Le Teil vom 11. November 2019, unter Berücksichtigung der heute verfügbaren Daten und ihrer Auswertung,

stellt EDF keine Auswirkungen auf den Sicherheitsnachweis des Standorts Tricastin fest. Die Untersuchungen werden fortgesetzt, um dieses Ereignis (Verwerfungsnetze und potenzielle Aktivitäten) in Zusammenarbeit mit den besten Fachleuten auf diesem Gebiet sowie der ASN.



Verstärkung der Kabelkanäle gegen Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ (SND)

Pädagogische Elemente

Die Merkmale der für das Erdbebenrisiko herangezogenen Referenzbeben (SMHV und SMS) werden bei jeder regelmäßigen Überprüfung auf der Grundlage des aktuellen Wissensstands (seismotechnische Zoneneinteilung, Merkmale historischer Beben, neue Beben) neu bewertet, wobei gegebenenfalls Verstärkungsmaßnahmen durchgeführt werden.

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi (2011) wurde ein Erdbebenrisiko „Noyau Dur“ (SND) definiert; dieser umfasst das um 50 % erhöhte Erdbeben der Standortsicherheit (SMS) sowie Erdbeben mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren (probabilistisch bewertet).



Hinzufügen von Halterungen für die Kabelkanäle

Beschreibung der Anordnung

Um die Robustheit gegenüber dem „Noyau Dur“-Erdbeben (SND) zu gewährleisten, umfassen die vorgeschlagenen Maßnahmen insbesondere in Verstärkungen von Halterungen oder Verankerungen oder im Austausch von Materialien durch Materialien, die gegenüber „Noyau Dur“-Situationen robust sind.

Schutz vor dem „Frasil“-Risiko:

Das in RP4 900 geltende Sicherheitsanforderungsreferenzsystem umfasst einen Schutz vor dem Frasil-Risiko für Blöcke mit halb offenem Kühlkreislauf.



Einrichtung einer Winterrückführung gegen das „Frasil“-Risiko

Erläuterungen

Im Winter kann es bei starker Kälte zu einem Frasil-Phänomen kommen (Eiskristalle oder -fragmente, die von der Strömung mitgerissen werden und auf der Wasseroberfläche des Zuführkanals schwimmen), was zu einer möglichen Verstopfung der Vorfiltergitter oder der Filtertrommeln an der Wasserentnahmestelle führen kann.

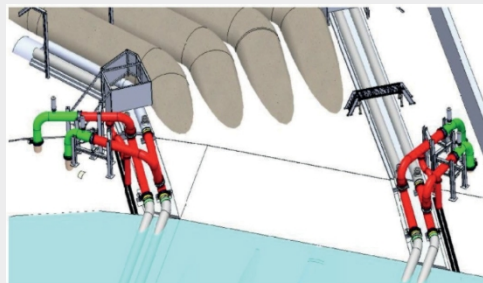


Beschreibung der Anordnung

Die vorgeschlagene Anordnung besteht aus einer winterlichen Rückführung des SEC (Umleitung des warmen Abwassers über die Vorfilteranlagen).

Es geht darum, am Ufer des Zuführungskanals in der Nähe des Auslassbauwerks eine Umleitung des SEC anzulegen und die Rückführungsleitungen am Hang des Zuführungskanals durch diesen hindurch, auf Höhe der zu schützenden Gitter, an einer im Zuführungskanal versenkten Halterung und einem Diffusor.

Die Inbetriebnahme der Winterrückführung wird, sofern erforderlich, im Rahmen der besonderen Betriebsvorschrift für die Kaltwasserquelle angefordert.



Übersicht über die an den SEC-Ableitungen der Reaktoren Nr. 3 und Nr. 4 angelegten Abzweigungen (grüne und rote Rohrleitungen)

Schutz vor dem Risiko

„Blitzschlag“

Das in RP4 900 geltende Sicherheitsanforderungskatalog enthält neue Anforderungen, die darauf abzielen, im Falle eines Blitzschlags das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Reaktorblöcke zu gewährleisten und die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu begrenzen, unter Berücksichtigung möglicher durch den Blitz ausgelöster Effekte.





Einbau neuer Überspannungsschutzgeräte in unmittelbarer Nähe der Hilfstransformatoren

Pädagogische Aspekte

Ziel ist es, zusätzliche Schutzmaßnahmen zu implementieren, um die Verfügbarkeit der Sicherheitsstromquellen im Falle eines Blitzschlags in Verbindung mit dem Ausfall eines bestehenden Überspannungsschutzes an den Leitungen des 220-kV-Netzes zu gewährleisten.

Beschreibung der Maßnahme

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen darin, neue Überspannungsableiter so nah wie möglich an den Hilfstransformatoren (TA) zu installieren, und zwar als Abzweigung an den Niederspannungsklemmen (6,6 kV). Diese Überspannungsableiter dienen dazu, die Spannung im Hochspannungsnetz zu begrenzen, wenn Potentialanstiege auftreten, die das Isolationsniveau der elektrischen Anlagen und Geräte hinter den TA überschreiten könnten. Sie ermöglichen es, die Fehlerenergie zur Erde abzuleiten.

Erkenntnisse aus den probabilistischen Störfallstudien:

Die seit Inbetriebnahme des französischen Kernkraftwerksparks erzielten Fortschritte bei der Beschreibung des Verhaltens der Anlagen in Stör- und Unfallsituationen ermöglichen es, schrittweise probabilistische Sicherheitsstudien in einem immer größeren Anwendungsbereich durchzuführen. So wird ab der 3-periodischen Überprüfung der 1300-MWe-Kraftwerke ein probabilistischer Teil in den Nachweis der nuklearen Sicherheit für bestimmte Einwirkungen aufgenommen. Der RP4 900 markiert einen weiteren Schritt in diesem Ansatz mit dem Übergang zur Durchführung probabilistischer Sicherheitsstudien für ein erweitertes Spektrum von Einwirkungen: Brand, Erdbeben, interne Überschwemmung, Hochwasser, Meeresspiegelanstieg, interne Explosion.

Die Ereignisse, die maßgeblich zum Risiko einer Kernschmelze beitragen, sind Brände im Maschinenhaus sowie Erdbeben.

Diese probabilistischen Sicherheitsstudien lieferten Erkenntnisse zur Verbesserung der Anlagensicherheit, wie zum Beispiel:

→ die Änderung der Steuerung der Ventile des Druckhalters des Primärkreislaufs, um deren Öffnung im Falle eines durch einen Brand verursachten Fehlalarms zu verhindern.

→ die Verbesserung der Erdbebensicherheit der Heizöltanks der Notstromaggregate.



→ die Einrichtung des „Noyau Dur“ (letzter Notstromdiesel, Notwasserversorgung, Steuerung und Regelung des „Noyau Dur“) hinsichtlich der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen Störeignisse.

424 Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente

4241 Allgemeiner Rahmen der thematischen „“

EDF hat sich das Sicherheitsziel gesetzt, bei unbeabsichtigten Entleerungen und Kühlmittelverlusten die Unterwasserhaltung der Brennelemente sicherzustellen.

Die Sicherheit der Lagerbecken für Brennelemente wurde neu bewertet:

- Prävention und Bewältigung von Zwischenfällen und Unfällen, die gelagerte oder umgeschlagene Brennelemente betreffen,
- Schutz der Kühlsysteme des Brennelement-Lagerbeckens vor internen Einflüssen,
- Vermeidung von Risiken im Zusammenhang mit der Handhabung von Brennstofftransportbehältern.

Deterministische Studien haben gezeigt, dass die Sicherheitskriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Unfallauslöser dank der bestehenden Vorkehrungen eingehalten werden.

Dieser Ansatz wurde auf interne Einwirkungen ausgeweitet; er hat gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung und der Wasserstand im Brennelementlagerbecken auch in diesen Situationen gewährleistet sind.

Zur Ergänzung des deterministischen Ansatzes wurden probabilistische Studien durchgeführt. Diese zeigen, dass die Risiken einer Freilegung des Brennstoffs dank der bestehenden Schutzmaßnahmen bereits äußerst gering sind:

- hinsichtlich des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Bades: automatische Absperrung der des Kühlkreislaufs des Brennstoffbeckens (PTR) bei Erreichen eines „sehr niedrigen“ Füllstands im Becken;
- hinsichtlich des Risikos der Kühlung: Wasserzufuhr in das Brennelement-Lagerbecken durch das Brandbekämpfungssystem.

Diese Risiken werden durch bereits umgesetzte oder im RP4 900 vorgeschlagene Maßnahmen weiter verringert (siehe unten).

4242 Veranschaulichung der wichtigsten Bestimmungen

Brand

Um im Brandfall den Ausfall beider Kühlkreisläufe¹³ zu vermeiden, hat EDF die Installation einer Flammenschutzvorrichtung vorgesehen, die das Risiko

, dass sich ein Brand von einer Pumpe des Kühlkreislaufs auf die andere ausbreitet.



Brandschutzwand zwischen den beiden Kühlpumpen des BK-Beckens

Pädagogische Aspekte

Ziel ist es, die Robustheit des Systems zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbeckens befindlichen Brennstoffs gegenüber der Brandgefahr durch die Installation einer Brandschutzwand zwischen den Pumpen des Kühlsystems des Brennelagerbeckens

Beschreibung der Anordnung

EDF hält es für erforderlich, die Anlage anzupassen, um dem Risiko eines vollständigen Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens im Falle eines Brandes an einer der beiden Pumpen des Wasseraufbereitungs- und Kühlsystems der Becken (PTR) entgegenzuwirken. Tatsächlich befinden sich die beiden PTR-Pumpen nahe beieinander im selben Raum, was das Risiko eines Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens mit sich bringt, falls sich ein Brand von einer Pumpe auf die andere ausbreitet. Eine Darstellung dieser Anordnung ist in der nebenstehenden Abbildung zu sehen.



In diesem Fall würde die nukleare Sicherheit zunächst durch die Wasserzufuhr in das Lagerbecken gewährleistet und anschließend durch die Rückkehr zur Kühlung, sobald die Kühlfunktion des PTR-Systems wiederhergestellt ist oder die mobile Kühlanlage

„PTR bis“ durch die FARN.

Dennoch wird ein Brandschutz zwischen den beiden PTR-Pumpen vorgesehen, um diese erste Verteidigungslinie zu verstärken. Die vorgeschlagene Maßnahme besteht in der Installation einer Brandschutzwand zwischen den beiden Pumpen. Die Unversehrtheit der Wand im Falle eines Erdbebens ist gewährleistet.

Kühlung des „PTR bis“-Beckens Im Rahmen der Maßnahmen nach Fukushima ermöglicht die diversifizierte Wasserquelle (SEG) die Wasserzufuhr zum im Brennstoffgebäude.

Bei RP4 900 ermöglicht ein neues mobiles Kühlsystem (PTR bis) für das Becken eine Diversifizierung der Kältequelle und, im Falle eines Ausfalls des Kühlkreislaufs im Normalbetrieb



, die Rückkehr zu einer Situation der Brennstoffbeckenkühlung ohne Siedeverhalten zu gewährleisten. Diese Art von Vorkehrung ermöglicht es, die Auslegung der 900-MWe-Reaktoren an die der Reaktoren vom Typ EPR FLA3 anzunähern.

⁽¹³⁾ Die Kühlung des Brennstoffbeckens wird durch zwei zu 100 % redundante Kühlkreisläufe (Pumpen und Rohrleitungen) gewährleistet, von denen jeder im Falle eines Ausfalls der anderen. Der Ausfall beider Leitungen würde daher die Kühlung des Brennelementbeckens durch dieses System verhindern.



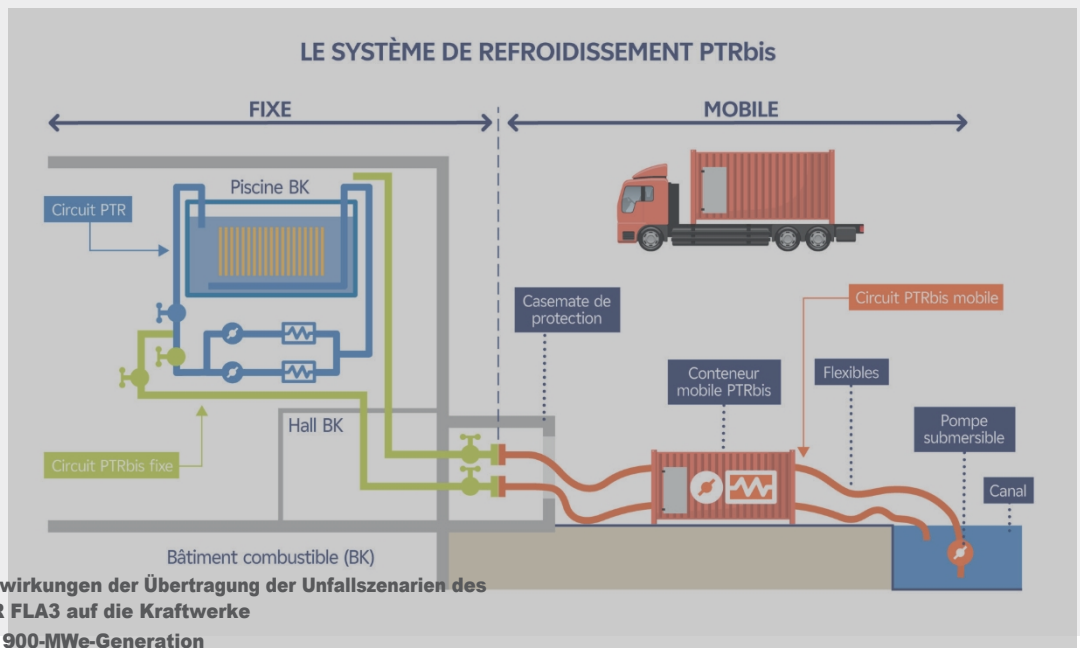
Einführung eines neuen, diversifizierten mobilen Kühlsystems: PTR bis

Pädagogische Aspekte

Im Normalbetrieb wird die Kühlung des Wassers im Brennelementbecken durch das Aufbereitungs- und Kühlsystem PTR gewährleistet, das über zwei redundante Kreisläufe verfügt. Bei einem Störfall, der zum Ausfall des PTR-Systems führt, wird die Restleistung der im Brennstoffbecken befindlichen Brennelemente durch Verdampfung des Wassers im Brennstoffbecken abgeführt. Die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems (JPI) in einer Zusatzkonfiguration für das Brennstoffbecken verhindert, dass die Brennelemente während der gesamten Dauer des Transienten. Die Rückkehr zur Kühlung des Brennstoffbeckens wird durch die Wiederinbetriebnahme eines Kühlkreises des PTR-Systems gewährleistet.

Beschreibung der Anordnung

Die Einführung einer „PTR-bis“-Anlage zielt darauf ab, das Management von Situationen mit Kühlmittelausfall im Lagerbecken zu verbessern, indem zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen eine weitere Möglichkeit zur Kühlung des Brennelementbeckens bereitgestellt wird, die auf einer mobilen, diversifizierten Kältequelle basiert. Dieses PTR-bis-System umfasst mobile Geräte (in der Abbildung rot dargestellt), die vor Ort transportiert und von der Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN) in Betrieb genommen werden. Diese Geräte sind über feste Rohrleitungen (in der Abbildung grün dargestellt), die an der Fassade des Brennelementlagers münden, mit dem Brennelementlager verbunden. Die gesamte mobile Ausrüstung und die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass Transport und Einsatz vor Ort vereinfacht werden und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglicht wird.



Die Bewertung des Verhaltens der Brennelementbecken der 900-MWe-Kraftwerke hinsichtlich der für den EPR FLA3 ausgewählten und in der ursprünglichen Auslegung nicht berücksichtigten Unfallszenarien hat gezeigt, dass sie derzeit ein gutes Maß an Robustheit aufweisen.

Um diese Robustheit weiter zu verbessern, wird vorgeschlagen, die automatische Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des normalen Kühlkreislaufs des Brennelementbeckens zu verdoppeln.



Verdopplung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des BK-Brennstoffbeckens

Pädagogische Aspekte

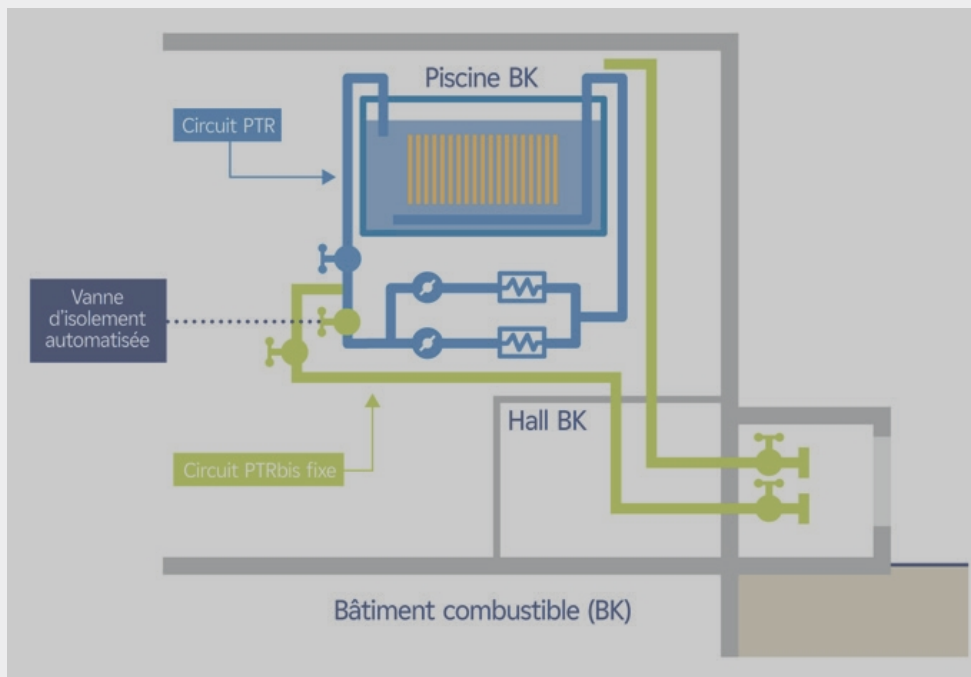
Ziel ist es, die Vorkehrungen zur Verhinderung der Entlüftung von brennbaren Gemischen im Lagerbecken zu verstärken, wobei die für die Auslegung des EPR Flamanville 3 herangezogenen auslösenden Ereignisse berücksichtigt werden. Dies besteht darin, die automatische Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des BK-Beckens zu verdoppeln.

Beschreibung der Maßnahme

EDF hat die Auswirkungen der für die Auslegung des EPR Flamanville 3 herangezogenen Auslöseereignisse auf das Verhalten der 900-MWe-Reaktoren bewertet, die bei der Auslegung des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks nicht berücksichtigt wurden. In diesem Zusammenhang werden zusätzliche Szenarien eines teilweisen oder vollständigen Verlusts der Kühlung des Wassers im Brennelement-Lagerbecken (BK-Becken) sowie Szenarien von Rohrbrüchen in einem an das Brennelement-Lagerbecken angeschlossenen Abschnitt untersucht.

Die von EDF als Ergebnis dieser Studien vorgeschlagene Maßnahme ist die Verdopplung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des Wasserkühlkreislafs des Brennelement-Lagerbeckens. Diese Redundanz wird durch das automatische Schließen des zweiten vorhandenen Absperrventils erreicht, sobald der Wasserstand im Lagerbecken unter den festgelegten Schwellenwert fällt.

In den Sicherheitsbericht wird ein neues Kapitel über die EPR-Situationsübertragungsstudien im Zusammenhang mit dem Brennelementlagerbecken der 900-MWe-Stufe aufgenommen.



425 Unfälle mit Kernschmelze

425.1 Allgemeiner Rahmen der thematischen U

Im Rahmen des RP4 900 ist es das Ziel von EDF, bei Unfallsituationen mit Kernschmelze das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen deutlich zu verringern, um dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

Zu diesem Zweck strebt EDF an, die Radioaktivität im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze innerhalb des Sicherheitsbehälters einzudämmen, und zwar durch:

- die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktor Gebäudes durch dessen Verteilung und erneute Überflutung.
- die Ableitung der Restleistung aus dem Kern, ohne die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters (sogenannte U5-Vorrichtung) zu öffnen.



Diese „Noyau Dur“-Maßnahmen ermöglichen es zudem, die radiologischen Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze erheblich zu begrenzen.

425.2 Abbildungen der wichtigsten Maßnahmen

Teil 1 der Maßnahmen: Stabilisierung und Kühlung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktor Gebäudes:



Ergänzend und im Anschluss an die Anweisung der ASN wird EDF eine zusätzliche Maßnahme umsetzen, die eine mittel- bis langfristige Wasserzufuhr am Boden des Sicherheitsbehälters mittels mobiler Mittel ermöglicht, um die Kühlung des Coriums im Falle eines Ausfalls oder der Nichtverfügbarkeit des EAS-ND aufrechtzuerhalten.



Einrichtung einer Vorrichtung zur „Stabilisierung des Coriums“ unter dem Reaktorbehälter

Pädagogische Aspekte

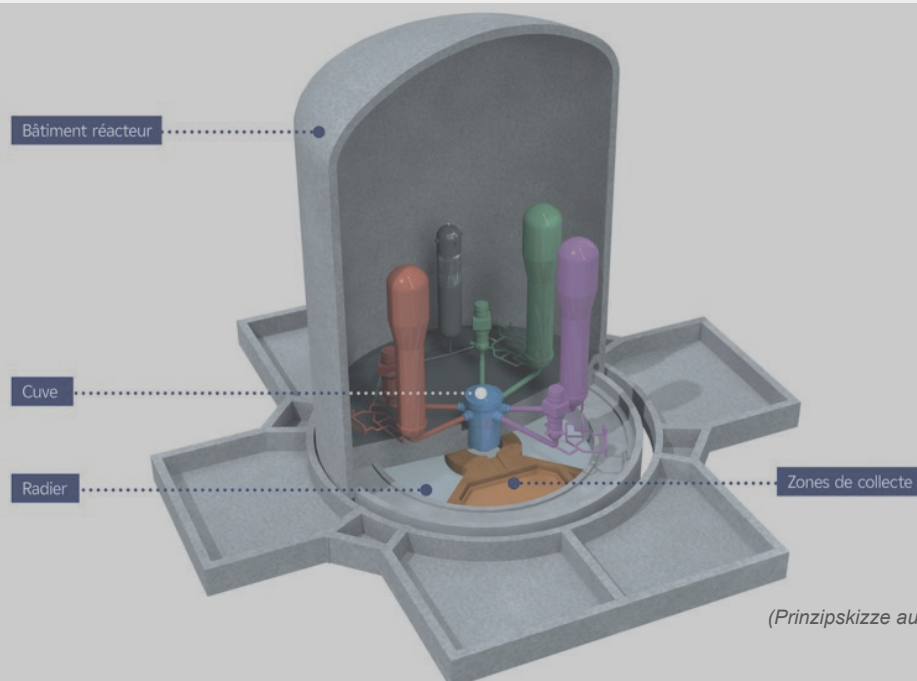
Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze kann die Schmelze der Brennelemente zur Bildung eines Corium-Bades⁽¹⁾ führen, das den Reaktorbehälter durchbrechen und schließlich zur Erosion des Fundamentbodens⁽²⁾ führen kann. Um ein Durchbrechen der Fundamentplatte (letzte Sicherheitsbarriere) zu verhindern, wird bei den 900-MWe-Reaktoren eine Vorrichtung zur „Corium-Stabilisierung“ eingesetzt, die dem „Core Catcher“ des EPR entspricht.

(1) : Corium ist ein metallisch-mineralisches Magma, das aus geschmolzenen Bestandteilen des Kernreaktorkerns sowie aus Mineralien besteht, die es auf seinem Weg aufnehmen kann.

(2) : Das Reaktor Gebäude steht auf einem Fundament aus einer mehrere Meter dicken Betonplatte.

Beschreibung der Anordnung

Bei einem Unfall mit Kernschmelze und Durchbruch des Reaktorbehälters wird das Corium in dichten Auffangbereichen unterhalb dem Reaktorbehälter befinden und zu diesem Zweck eingerichtet wurden. Das Corium wird anschließend durch Schwerkraft mit dem Wasser aus den Sammelbecken am Boden des Reaktor Gebäudes überflutet, die über die Sicherheitsinjektionskreisläufe (RIS), das Sprühsystem des Sicherheitsbehälters (EAS) oder das Sprühsystem „Noyau Dur“ (EAS-ND) gefüllt werden.



(Prinzipskizze aus dem EPR)



Einrichtung eines Systems zur „Stabilisierung des Coriums“ unter dem Reaktorbehälter

Pädagogische Aspekte

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze könnte nach Durchbruch des Reaktorbehälters, Ausbreitung und erneuter Überflutung des Coriums die freigesetzte Wärmeenergie ohne Kühlung zu einem Anstieg des Drucks und der Temperatur im Sicherheitsbehälter führen, bis die Öffnungsschwelle des Druckentlastungsfilters des Sicherheitsbehälters erreicht ist.

Beschreibung der Anordnung

Die Anordnung „EAS-ND“ ermöglicht die Ableitung der Restleistung des Coriums ohne Öffnung des Druckentlastungsfilters des Sicherheitsbehälters, wenn die Sicherheitssysteme ausgefallen sind.

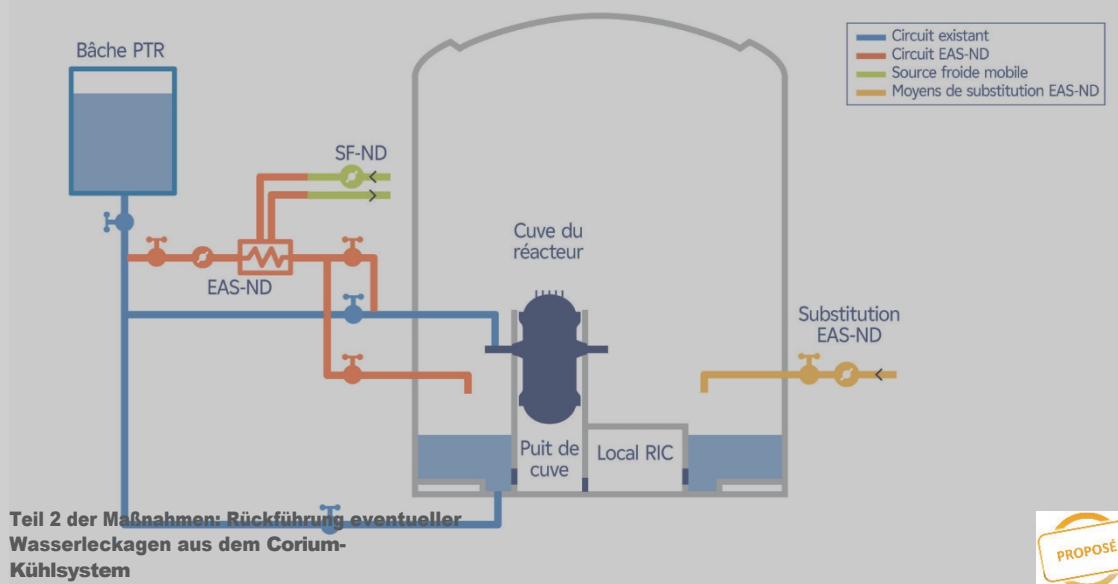


Diese Anordnung umfasst:

- eine mit Diesel betriebene Pumpe, die im Direkteinspritzbetrieb vom Tank PTR in den Primärkreislauf oder im Umwälzbetrieb aus den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes arbeiten kann,
- ein Wärmetauscher, der die Wärmeabfuhr aus dem Primärmedium ermöglicht, das von der Pumpe (EAS-ND) zur Kaltquelle „Noyau Dur“ (SF-ND)
- eine Kern-Kaltquelle (SF-ND), bestehend aus einer mobilen Pumpanlage, die von der FARN zugeführt und eingesetzt wird (Dieselaggregate, die Tauchpumpen versorgen). Sie ist über flexible Rohrleitungen, die an Anschlüssen am Rand des Reaktorblocks angeschlossen sind, mit dem Kühlkreislauf verbunden.

Anmerkung: Diese EAS-ND-Anordnung ermöglicht auch das Befüllen der Sumpfbecken des Reaktorgebäudes, was für die Stabilisierung des Coriums erforderlich ist.

REFROIDISSEMENT EN SITUATION DE FUSION DU CŒUR



Teil 2 der Maßnahmen: Rückführung eventueller Wasserleckagen aus dem Corium-Kühlsystem

Das Corium-Kühlsystem des Kerns („EAS-ND“) ist nach sehr hohen Anforderungen hinsichtlich Dichtheit, Strahlungsbeständigkeit und Hochtemperatur ausgelegt. Dennoch wurde im Rahmen eines vorsichtigen Konstruktionsansatzes und im Anschluss an die Untersuchung der

Gemäß den Bestimmungen des RP4 900 berücksichtigt EDF mögliche Wasserleckagen aus dem Kühlsystem, indem diese Leckagen aus dem Kernkreislauf aufgefangen und in das Reaktorgebäude zurückgeführt werden.



Rückführung eventueller Wasserleckagen aus der EAS-ND-Anlage in das Reaktorgebäude

Pädagogische Aspekte

Bei der Bewältigung von Unfällen mit Brennstoffschmelze kommt das EAS-ND-System zum Einsatz, das sich im Brennstoffgebäude (BK) befindet. Dieses System ist als Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere konzipiert; dennoch könnte es im Falle von Leckagen zu einer Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des BK kommen, was das Risiko radioaktiver Freisetzungen birgt.

Beschreibung der Anordnung

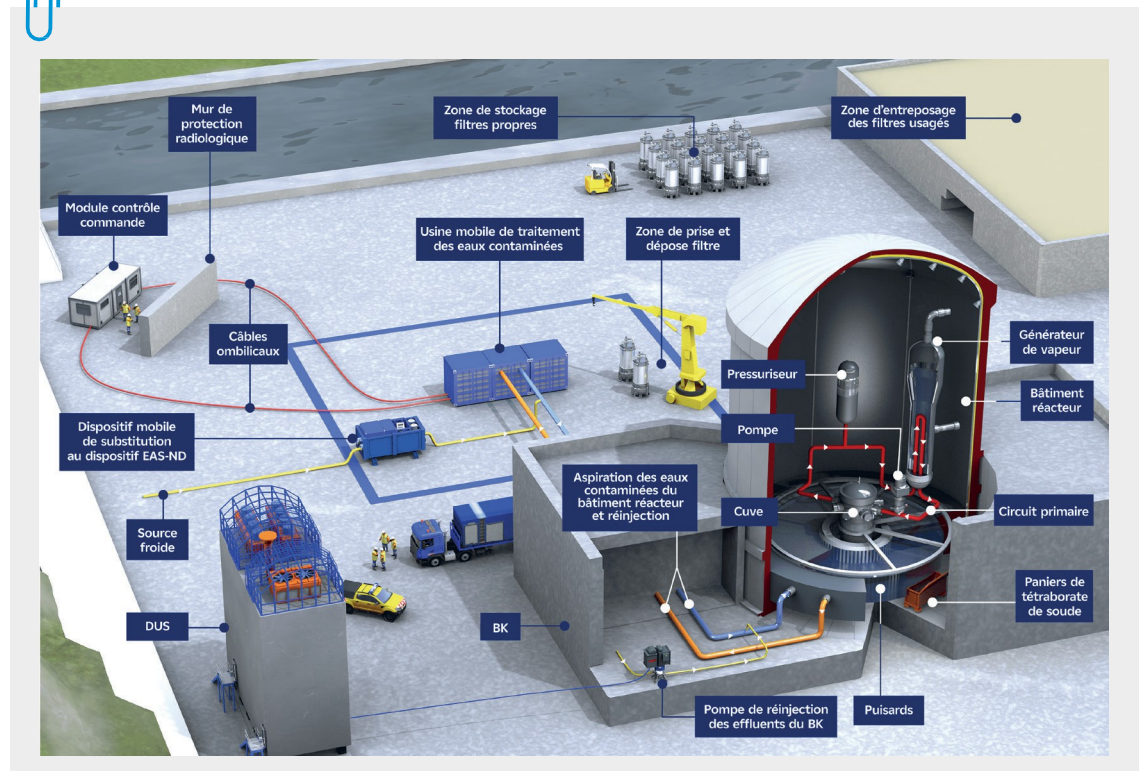
Die Anordnung umfasst die Einrichtung von Auffang- und Pumpvorrichtungen, Rohrleitungen und Armaturen, die für die ungünstigsten Bedingungen ausgelegt sind, um das in den Sammelbecken am Boden des Brennstoffgebäudes aufgefangene Leckwasser wieder in das Reaktorgebäude (BR) zurückzuführen.



Teil 3 der Maßnahmen: Dekontaminierung des Wassers im Reaktorgebäude

Die Strategie für den Umgang mit dem durch eine Kernschmelze verunreinigten Wasser aus den Reaktorkreisläufen besteht darin, es am Boden des Reaktorgebäudes einzudämmen.

Es wird eine Vorrichtung zur Dekontaminierung des dort gelagerten Wassers vorgeschlagen.





5.

Bestimmungen bezüglich des „*Nachteile*“ der Überprüfung von Tricastin 3

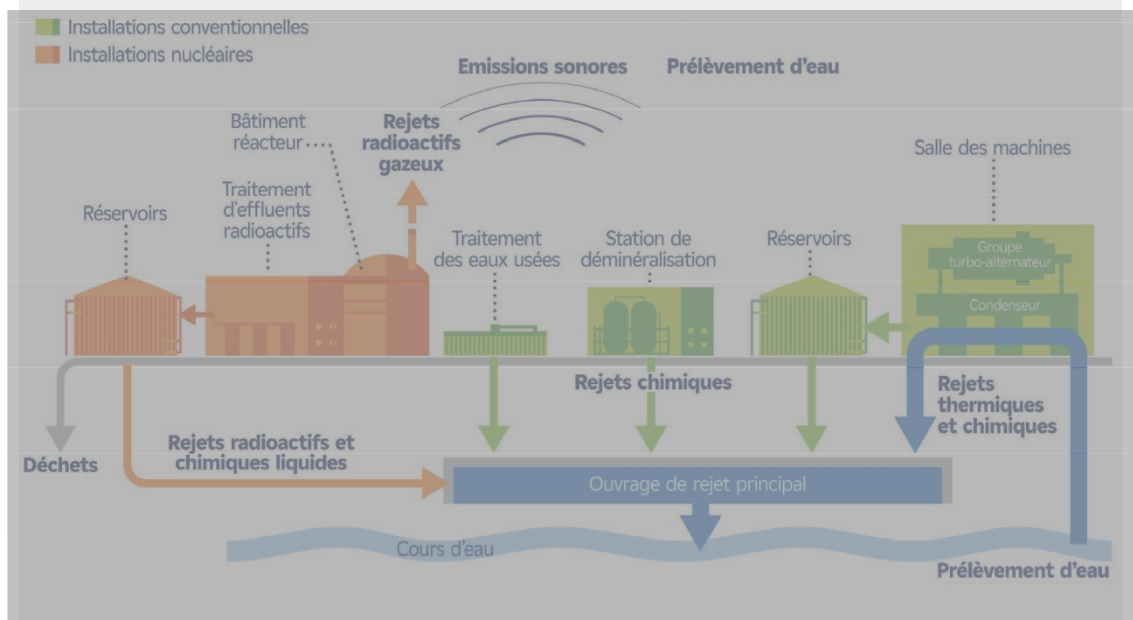
Dieser Teil der periodischen Überprüfung von Tricastin 3 betrifft die Bewältigung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen, Abfällen sowie der von ihr verursachten Belästigungen (Lärm, Vibrationen, Gerüche oder Staubemissionen). Diese Nachteile sind Gegenstand

gesetzlicher Vorschriften, die insbesondere einzuhaltende Grenzwerte festlegen.

Das folgende vereinfachte Schema zeigt die Nachteile, die mit dem normalen Betrieb eines Reaktors im Kernkraftwerk Tricastin (mit sogenannter „offener“ Kühlung) verbunden sind.

Darstellung der Nachteile nach Anlagenteilen

SKaltwasserquelle im „offenen“ Kreislauf



Gemäß den gesetzlichen Anforderungen umfasst der Abschnitt „*Nachteile*“ der Überprüfung:

→ zum einen eine Bestandsaufnahme der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie die Auswertung der Betriebserfahrungen der letzten zehn Jahre,

→ andererseits eine Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die die Anlage bei im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt.

5.1 Maßnahmen im Hinblick auf die geltenden Vorschriften und der gewonnenen Erfahrungen

Die Konformität der Ausrüstung und der Tätigkeiten der Anlage wird bei der regelmäßigen Überprüfung anhand der geltenden behördlichen Anforderungen beurteilt. Ergänzt wird diese Analyse durch die Auswertung der Betriebserfahrungen aus zehn Betriebsjahren, wobei insbesondere bedeutende Ereignisse sowie die Kontrolle der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs, der Ableitungen, der Umweltbelastungen und der Abfallbewirtschaftung berücksichtigt werden.

5.1.1 Einhaltung der Vorschriften

Die wichtigsten spezifischen Rechtsvorschriften zu den Nachteilen sind das Umweltgesetzbuch, der INB-Erlass und die generischen Entscheidungen der ASNR in Bezug auf die Abfallbewirtschaftung, die Begrenzung von Umweltbelastungen sowie der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt, sowie die für die vier Reaktoren des Kraftwerks Tricastin geltenden Einzelentscheidungen der ASNR bezüglich der Modalitäten und Grenzwerte für Wasserentnahmen und Ableitungen.

Ergänzend zu den jährlichen Überprüfungen im Rahmen der ISO 14001-Zertifizierung des Umweltmanagementsystems am Standort Tricastin wurde im Juli 2022 im Rahmen des RP4 900 eine umfassende Bestandsaufnahme der Einhaltung der Vorschriften durchgeführt. Von insgesamt 2960 Anforderungen wurde im Bereich der Compliance-Verwaltung keine kritische Anforderung festgestellt.

Kontrollen im Rahmen der RP4 900 haben bestätigt, dass die erforderlichen Bestimmungen für Wartung, Kontrollen und Prüfungen für Anlagen, die für den Schutz vor Nachteilen (EIPi) von Bedeutung sind, ordnungsgemäß umgesetzt wurden.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung von Tricastin 3 durchgeführten Analysen bestätigen, dass das Kraftwerk so organisiert ist, dass die Einhaltung der geltenden Vorschriften jederzeit gewährleistet ist. Es sind keine zusätzlichen Verbesserungsmaßnahmen erforderlich.

5.1.2 Zusammenfassung der gewonnenen Erkenntnisse und wichtigste Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung des „“

Wichtige Ereignisse

Zwischen dem 1. Januar 2012 und dem 31. Dezember 2021 meldete das Kernkraftwerk Tricastin:

→ 50 bedeutende Umweltereignisse (ESE),

- 5 sicherheitsrelevante Ereignisse (ESS) im Zusammenhang mit Beeinträchtigungen,
- 1 bedeutendes Transportereignis (EST) im Bereich Abfall und im Zusammenhang mit geschützten Interessen,
- 2 Strahlenschutzrelevante Ereignisse (ESR) im Bereich Abfall und im Zusammenhang mit den geschützten Interessen.

Sie haben alle keine wahrnehmbaren Auswirkungen auf die Umwelt. Diese Ereignisse führten jedes Mal zur Umsetzung von Korrektur- und Vorbeugungsmaßnahmen, deren Wirksamkeit überprüft wurde. Diese Analyse der Erfahrungen aus zehn Jahren bestätigt, dass das Management bedeutender Ereignisse korrekt in das Managementsystem des Kernkraftwerks Tricastin integriert ist.

Wasserentnahme und -verbrauch

Über einen Zeitraum von zehn Jahren blieben die Wasserentnahmen und der Wasserverbrauch des Kraftwerks im

. Für die Kühlung des Kondensators, die den größten Wasserbedarf hat, entnimmt das Kraftwerk etwas weniger als 5 Milliarden m³ Wasser pro Jahr aus dem Donzère-Mondragon-Kanal, das vollständig wieder in den Fluss zurückgeleitet wird. Für den übrigen Wasserbedarf verbraucht das Kraftwerk etwa 560.000 m³/Jahr.

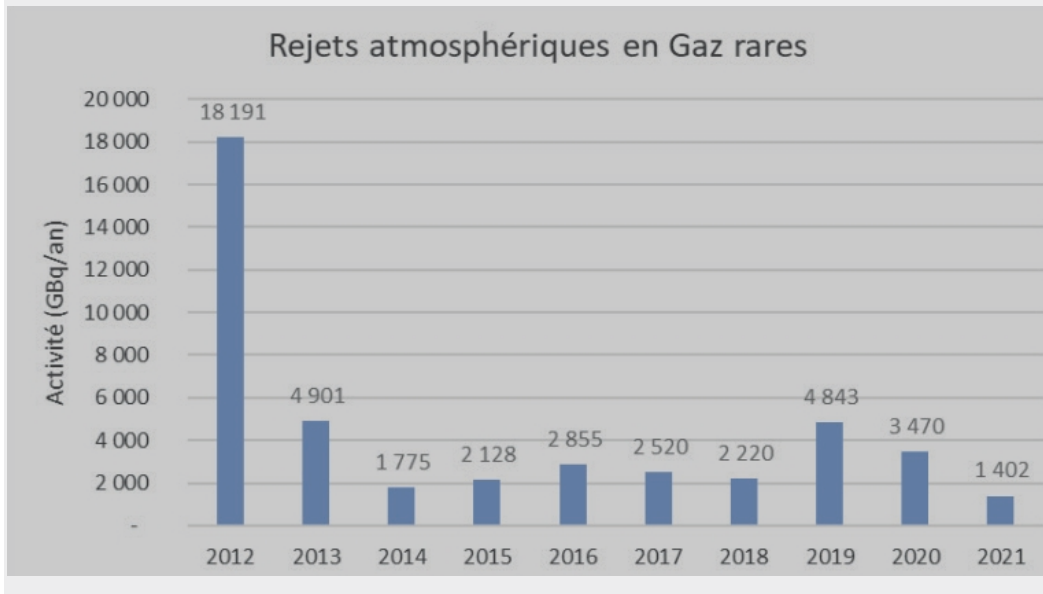
Bilanz der Abwasserableitungen

Die Analyse der radiologischen und chemischen Abwasserableitungen des Kraftwerks über einen Zeitraum von 10 Jahren zeigt einen rückläufigen Trend bei diesen Ableitungen; dies hängt mit der Optimierung der Betriebsabläufe und verschiedenen Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung zusammen, die im Laufe des Jahrzehnts umgesetzt wurden:

- Im Jahr 2012 führten Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen und der Kreisläufe für radioaktive Gase sowie, falls erforderlich, zur Verringerung der Aktivität der Radionuklide durch Aufschub ihrer Ableitung zu einem starken Rückgang der Ableitung radioaktiver Gase ab 2013, wie die folgende Grafik veranschaulicht:



In die Atmosphäre freigesetzte Aktivität in Form von Edelgasen durch das Kernkraftwerk Tricastin (GBq/Jahr)

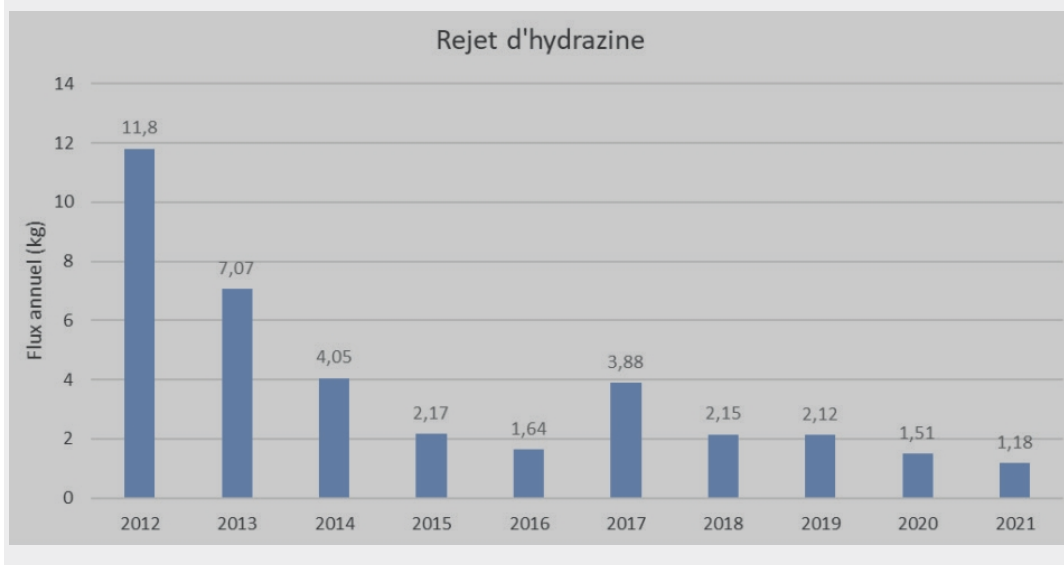


→ Um die Freisetzungen von Hydrazinhydrat weiter zu reduzieren (siehe Grafik unten), hat der Standort 2014 eine Technik zur Oxidation vor der Freisetzung entwickelt und eingeführt sowie

die Dichtheit der Pumpen verbessert, was seitdem zu deutlich geringeren Emissionen pro Reaktor und Jahr geführt hat:



Hydrazin-Emissionen von 2012 bis 2021 pro Kernkraftwerk Tricastin (kg/Jahr)



→ Seit 2014 wird das Wasser des Sekundärkreislaufs der Blöcke des Kernkraftwerks Tricastin mit Ethanolamin anstelle von Morpholin aufbereitet, was eine höhere Wirksamkeit sowie geringere und biologisch abbaubare Einleitungen gewährleistet;

Um die Freisetzung von radioaktivem Jodgas aus als risikobehaftet identifizierten Räumen in die Atmosphäre zu verhindern, wird vorgeschlagen, diese Räume an eine Abluftanlage mit Jodfilter anzuschließen.

→ Um die Kapazitäten zur Aufbereitung radioaktiver Abwässer während der Stillstandszeiten zu erhöhen und die Anlage widerstandsfähiger gegen unvorhergesehene Ereignisse zu machen, wurde der Standort 2019 mit einem mobilen Abwasseraufbereitungssystem ausgestattet.



Bilanz der Wärmeabgaben

Über den Zeitraum von zehn Jahren entsprechen die Ableitungen den gesetzlichen Vorschriften; die durchschnittliche Erwärmung zwischen stromaufwärts und stromabwärts nach der Vermischung beträgt 1,5 °C.

EDF hat 2017 und 2018 Messungen zur Überwachung der Wärmefahne durchgeführt. Diese zeigten eine schnelle Verdünnung der Wärmeeinleitungen des Kraftwerks im Fluss über eine Entfernung von etwa 5 km stromabwärts des Standorts, was in diesem Punkt keine besonderen Maßnahmen erforderlich macht. Eine auf IPCC-Daten basierende prospektive Studie, die im Rahmen des RP4 900 durchgeführt wurde, zeigt tendenziell einen erwarteten Anstieg der Lufttemperatur um etwas mehr als 1 °C bis zum Jahr 2030. Die Temperatur der Rhône würde sich dann um weniger als 1 Grad erhöhen, und ihre Durchflussmenge würde im Jahresdurchschnitt nur geringfügig abnehmen. Diese Entwicklungen erfordern keine zusätzlichen Maßnahmen hinsichtlich der „Nachteile“.

Abfallbilanz

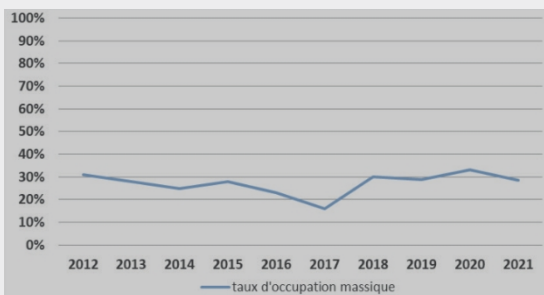
Was die Abfallbewirtschaftung betrifft, so lag die Massenauslastung auf der TFA-Fläche im Zeitraum 2012–2021 im Durchschnitt bei etwa 30 %. Diese Auslastung ist im Wesentlichen auf das Vorhandensein großer Mengen an Metallabfällen, Erde und Bauschutt (mit sehr hoher Dichte) zurückzuführen. Um die Kontrolle über die Lagerkapazitäten des Standorts langfristig zu sichern, wurden auf nationaler Ebene Maßnahmen eingeleitet.

Sie bestehen hauptsächlich darin, die Außenbereiche, d. h. die TFA-Bereiche, aber auch die Bereiche für die Lagerung kontaminierter Werkzeuge (AOC), zu entlasten und deren Betrieb zu optimieren.

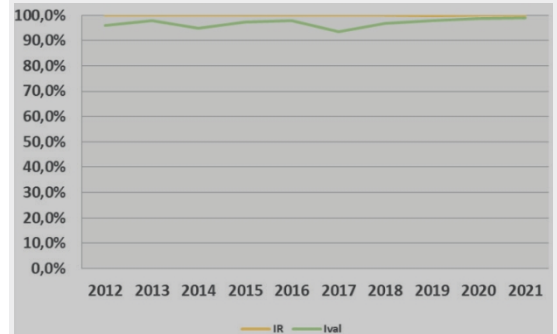


Im Zeitraum 2012–2021 hat der Standort zudem den gesamten regulierten konventionellen Abfall (Verpackungen, Öle, Batterien) verwertet und eine Verwertungsquote von über 95 % bei nicht gefährlichen konventionellen Abfällen (Grüne Liste) erreicht (siehe Abbildung rechts unten).

Entwicklung der Auslastung Massenanteil des TFA-Bereichs im Zeitraum 2012–2021



Entwicklung der Indikatoren der Verwertungsquote für regulierte Abfälle (IR) und der grünen Liste (-Ival) im Zeitraum 2012–2021



Umweltmanagement

Die ISO 14001-Zertifizierung des Kraftwerks wurde im Mai 2021 erneuert. Das Umweltmanagement stützt sich im Alltag auf einen Prozess, dessen Ziele darin bestehen, Umweltauswirkungen zu identifizieren, zu verhindern und zu kontrollieren sowie zur kontinuierlichen Verbesserung der Leistungen unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Dies führte beispielsweise dazu:

- zum Ersatz der verschiedenen IT-Anwendungen zur Verwaltung der Umweltaktivitäten der Kernkraftwerksstandorte durch das Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich von EDF (SIRENe);
- zur Neugestaltung des Umweltreferenzsystems



Umweltüberwachung

Seit der Inbetriebnahme der EDF-Kernkraftwerke wurde ein Umweltüberwachungsprogramm eingerichtet, und EDF setzt einen Prozess zur kontinuierlichen Verbesserung der Umweltüberwachungsmaßnahmen um. Tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen werden in terrestrischen Ökosystemen, der Umgebungsluft, Oberflächengewässern und im Grundwasser durchgeführt: Jedes Jahr führt das Kernkraftwerk Tricastin mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse werden an die Verwaltung weitergeleitet und in Dokumenten oder Materialien für die Öffentlichkeit verwendet.

Biodiversität

Als Nutzer von Land- und Wasserflächen sowie als Grundstückseigentümer ist EDF unmittelbar von Fragen der Biodiversität betroffen. Das Kraftwerk Tricastin engagiert sich für den Erhalt der lokalen Biodiversität im Rahmen einer freiwilligen Politik zur Verbesserung des Wissensstands sowie zum Schutz von Fauna und Flora, insbesondere durch Partnerschaften mit der Vogelschutzliga der Drôme, dem Fischereiverband von Bollène und dem Verein Rhône

Alpine les Hirondelles. Im Rahmen des RP4 900 von Tricastin wurde eine ökologische Voruntersuchung durchgeführt: Dabei wurde festgestellt, dass die wichtigsten Herausforderungen im Zusammenhang mit dem Vorhandensein natürlicher Lebensräume außerhalb des Industriegeländes in Feuchtgebieten und Brachflächen liegen und dass das Kraftwerk nur ein geringes ökologisches Potenzial aufweist, mit weit verbreiteten Arten, von denen einige jedoch unter Naturschutz stehen.

5.2

Maßnahmen zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile

Gemäß dem INB-Erlass und der „Umwelt“-Entscheidung der ASN¹⁴ wird im Rahmen des Teils „Belastigungen“ der regelmäßigen Überprüfung ein Verfahren zur Aktualisierung der Bewertung der Belastigungen durchgeführt, die die Anlagen für die geschützten Interessen darstellen.

Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der vom Kernkraftwerk Tricastin verursachten Auswirkungen und Belastigungen:

Die Vermeidung und Verringerung von Beeinträchtigungen und Abfällen wird durch eine Reihe von Maßnahmen in den Bereichen Auslegung, Betrieb und Überwachung gewährleistet, die im Laufe der Jahre optimiert wurden, um den ökologischen, technischen und regulatorischen Entwicklungen gerecht zu werden. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, die darauf abzielt, ein Gesamtoptimum unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Einschränkungen, regulatorischen Anforderungen und Kosten zu definieren. Die Durchführung einer Technologiebeobachtung sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfäden ermöglichten es, die von EDF für das Kraftwerk Tricastin getroffenen technischen und strategischen Entscheidungen zu validieren: Angesichts der ökologischen Herausforderungen und lokalen Auflagen lassen die Gesamtumweltleistungen die umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den besten verfügbaren Techniken erscheinen.

Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt:

Die Analyse des chemischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kraftwerks stützt sich auf Messungen chemischer, physikalisch-chemisch-physikalischen und biologischen Parametern, die über einen Zeitraum von 10 Jahren an Messstationen innerhalb und außerhalb des Einflussbereichs der Kraftwerksableitungen erhoben wurden. Die Analyse der Gesamtheit

Daten zur Überwachung der aquatischen Umwelt in der Umgebung des Standorts zeigt eine Entwicklung, die durch immer frühere Frühjahre, höhere Sommertemperaturen und eine längere heiße Jahreszeit gekennzeichnet ist, was die Entwicklung thermophiler Fische begünstigt. Die thermischen Einleitungen des Kraftwerks führen zu leicht niedrigeren Konzentrationen an gelöstem Sauerstoff stromabwärts, jedoch ohne Auswirkungen auf die Fischfauna. Die chemischen und physikalisch-chemischen Überwachungsmaßnahmen sowie die im Zeitraum 2008–2017 durchgeführten Untersuchungen zu Algen, Makroinvertebraten und Fischbeständen im Fluss oberhalb und unterhalb des Kraftwerks zeigen keine erkennbaren Auswirkungen seiner Aktivitäten auf das Ökosystem der Rhône und somit keine Notwendigkeit für spezifische Maßnahmen in diesen Punkten.

Die radioökologischen Untersuchungen von Boden und Wasser in der Umgebung des Kraftwerks im Zeitraum 2008–2017 zeigen, dass die Radioaktivität überwiegend natürlichen Ursprungs ist (Kalium-40 und Beryllium-7). Radioaktivität künstlichen Ursprungs ist hauptsächlich auf den globalen atmosphärischen Niederschlag aus Atomtests und dem Unfall von Tschernobyl zurückzuführen. Die genehmigten Ableitungen radioaktiver Abwässer aus dem Kraftwerk haben keinen nennenswerten Einfluss.

Der Untergrund des Standorts und das Grundwasser werden regelmäßig überwacht, wobei durchschnittlich mehr als 3000 Analysen pro Jahr durchgeführt werden. Außerhalb des Standorts wurden keine Überschreitungen der Grenzwerte festgestellt. Es wurden einige chemische Markierungen (Nitrat, Phosphat, Ammonium) sowie Tritium im Grundwasser nachgewiesen. Diese waren Gegenstand von Abhilfemaßnahmen oder werden derzeit untersucht (Kohlenwasserstoffe). Entsprechend den aktuellen und früheren Aktivitäten an der Oberfläche wurden Bodenuntersuchungszonen festgelegt.

¹⁴ Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 der ASN, konsolidiert am 22. Dezember 2016 konsolidiert, über die Begrenzung von Belastigungen und der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch kerntechnische Basisanlagen.

Im Jahr 2018 wurden dort rund 60 Bohrungen bis zu einer Tiefe von 6 m für chemische und radiologische Analysen durchgeführt. Es wurde keine radioaktive Markierung festgestellt. In zwei Bereichen wurden Spuren von Kohlenwasserstoffen festgestellt; diese werden derzeit weiter untersucht.

In den Jahren 2019 und 2021 wurde in der Nähe der Lagerbehälter vor der Ableitung flüssiger radioaktiver Abfälle (KER-Behälter) eine Tritiummarkierung festgestellt; dies war Gegenstand von Korrekturmaßnahmen, darunter die Reparatur einer Rohrleitung sowie die Einrichtung einer verstärkten Überwachung.

Die Überprüfung der Ableitungsgrenzwerte auf der Grundlage der Erfahrungen aus dem Zeitraum 2012–2021 hat deren Vereinbarkeit mit den Betriebsbedingungen des Kraftwerks bestätigt.

Darüber hinaus werden die Ableitungen radioaktiver Flüssigabfälle aus dem Kraftwerk durch zwei unabhängige Messketten überwacht, wobei die Ableitung im Falle einer Anomalie bei einer der beiden automatisch gestoppt wird, was den Erwartungen hinsichtlich des Risikos von Ableitungen außerhalb der Grenzwerte entspricht.

Abfälle

Im Zeitraum 2012–2021 wurden am Standort im Rahmen der Bestimmungen für radioaktive Abfälle mehr als 38.000 Versandstücke verpackt. Weniger als 1 % davon weisen Eigenschaften auf, die mit den Behandlungs- oder Lagerungswegen nicht vereinbar sind. Sie waren Gegenstand einer speziellen Untersuchung, die je nach Fall zur Entwicklung neuer zugelassener Behälter oder zur erneuten Verpackung mit einem Versandtermin ab dem Standort führte, der je nach Dauer der Neuverpackung so früh wie möglich angesetzt wurde.

Lärmemissionen

Im Februar 2015 wurde am Standort eine akustische Messkampagne durchgeführt. Dabei wurde überprüft, ob die gesetzlichen Grenzwerte für den Lärmpegel an der Grundstücksgrenze sowie für den vom Standort verursachten Lärmzuschlag in den vom Standort betroffenen Wohngebieten eingehalten werden. Somit sind keine zusätzlichen Maßnahmen erforderlich.



Langfristiger Erhalt der Anlagen

6.

6.1 Alters- und Veralterungsmanagement

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung und zur Behandlung der Veralterung bei den in Betrieb befindlichen Reaktoren der EDF stützt sich auf:

- der Beherrschung der Alterung von Systemen, Strukturen und Komponenten,
- die Wartung,
- Umgang mit der Veralterung von Geräten und Ersatzteilen.

Die wichtigsten vom Betreiber in diesem Bereich getroffenen oder vorgeschlagenen Maßnahmen dienen zwei Zielen:

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Ausrüstungen ihre Funktion nach 40 Jahren weiterhin erfüllen können:

- Was den Reaktorbehälter betrifft, so ist im Rahmen der 4-Überprüfung der 900-MWe-Stufe

- ist die für die vollständige Neuzulassung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) von Tricastin 3 durchgeführte Wasserdruckprüfung zufriedenstellend;
- Es wurden zusammenfassende Unterlagen erstellt, um die Betriebsfähigkeit nach einem konservativen deterministischen Ansatz (Neutronik, Werkstoffe, Mechanik usw.) nachzuweisen. Sie befassen sich sowohl mit der theoretischen Untersuchung des größten hypothetischen, nicht nachweisbaren generischen Defekts (der alle Reaktorbehälter der 900-MWe-Kraftwerke abdeckt) als auch mit spezifischen Untersuchungen für jeden einzelnen Reaktorbehälter entsprechend den Ergebnissen der bei der VD4 durchgeführten Kontrollen;

- Die Einbringung von Hafnium, einem neutronenabsorbierenden Material, in die Brennelemente des Reaktors Tricastin 3 gegenüber den Bereichen des Reaktorbehälters, die am stärksten mit Neutronen bestrahlt werden, ermöglicht eine Verringerung der Neutronenfluenz (integrierter Neutronenfluss über die Betriebsdauer des Reaktors) auf den Reaktorbehälter zu verringern.



- Was die Sicherheitsbehälter betrifft, so wird ihr mechanischer Zustand kontinuierlich durch Überwachungssysteme (z. B. Verformungsmessungen) überwacht und bei jeder zehnjährigen Inspektion einer Druckprüfung unterzogen. Diese Prüfung wurde bei der vierten zehnjährigen Inspektion am Sicherheitsbehälter von Tricastin 3 durchgeführt, wobei die Ergebnisse den Erwartungen entsprachen.
- Nachweisen, dass die austauschbaren Bauteile nach 40 Jahren ihre Funktion weiterhin erfüllen können, oder sie entweder ersetzen oder sanieren.

Komponenten, deren Leistungsfähigkeit aufgrund ihrer Alterung nachlassen kann und deren Ausfall Auswirkungen auf die Sicherheit haben könnte, werden dokumentiert und regelmäßig überprüft: Alterungsanalyseblatt für jede Anlage und Zusammenfassung der Eignung für den weiteren Betrieb für jeden Reaktor. In diesem Zusammenhang wurden während im Rahmen der VD4 an den verschiedenen Systemen, Strukturen

und Komponenten durchgeführt: Bauwerke, Leitsystem, für den Einsatz in nuklearen Umgebungen qualifizierte elektrische Kabel, elektrische Durchführungen, mechanische und elektromechanische Ausrüstung, elektrische Ausrüstung und Instrumentierung.

Die aus den Ergebnissen dieser Studien abgeleiteten materiellen Bestimmungen werden im Rahmen des RP4 900 umgesetzt, dessen zwei wichtigste Bestimmungen im Folgenden vorgestellt werden.



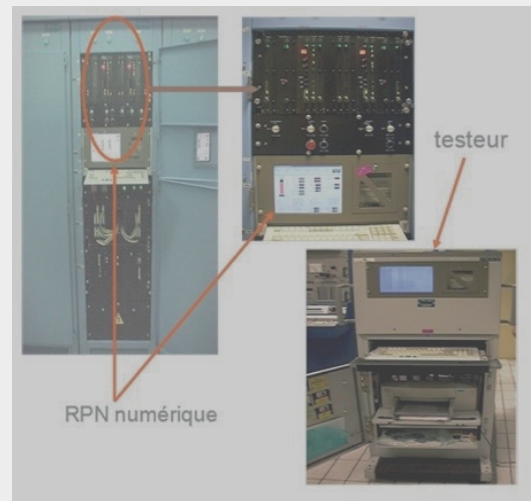
Modernisierung des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN) r Pädagogische Aspekte

Das System zur Messung der Kernleistung (RPN) ermöglicht die permanente Überwachung der Reaktorleistung.

Beschreibung der Maßnahme

Ersatz der ursprünglichen analogen Steuerungs- und Kontrolltechnik durch eine digitale Technologie, die von der in Kernkraftwerken der 1300-MWe-Klasse abgeleitet ist, unter Beibehaltung aller bestehenden Funktionen.

Die wichtigsten betroffenen Räume sind das Elektrikgebäude und die an den Kontrollraum (SDC) angrenzenden Räume.



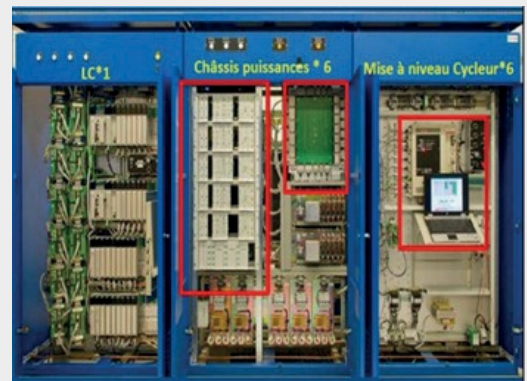
Behandlung der Veralterung oder des Ausfalls von Komponenten des Reaktor-Regelstabs-Steuerungssystems (RGL)

Beschreibung der Anordnung

Austausch der Regel- und Schaltschränke sowie Ausbau bestimmter Schalter, die in diesen Schränken nicht mehr funktionsfähig sind.

Sanierung der zugehörigen Verkabelung.

Diese Steuerungs- und Regelungselemente befinden sich hauptsächlich im Elektroraum und im Kontrollraum.



Im Rahmen des Ende 2021 eingeleiteten Verfahrens zur „Spannungskorrosion“ an den Hilfsleitungen des Hauptkreislaufs (CSC) konnten die an den verschiedenen Reaktoren des Parks durchgeführten Gutachten zeigen, dass die 900-MWe-Reaktoren, wie beispielsweise die in Tricastin, gegenüber dem Phänomen der Spannungskorrosion wenig anfällig sind. Eine Strategie zur Behandlung im Kernkraftwerk und ein damit verbundenes Kontrollprogramm wurden festgelegt und werden in Absprache mit der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz regelmäßig überprüft.

Was den Reaktor Nr. 3 in Tricastin betrifft, so haben die Kontrollen keine Anzeichen von Spannungskorrosion ergeben.

Qualifizierte Materialien für Unfallbedingungen

Die Qualifizierung für Unfallbedingungen ist ein Prozess, der gewährleisten soll, dass die erforderlichen Materialien in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in den Unfallsituationen zu erfüllen, denen sie potenziell ausgesetzt sind (Druck, Temperatur, Feuchtigkeit, Strahlungswerte, Erdbeben usw.). Ursprünglich wurde die Eignung der Ausrüstung für Unfallbedingungen unter der Annahme einer Betriebsdauer von 40 Jahren nachgewiesen.



Das Industrieprogramm von EDF besteht im Rahmen der periodischen Überprüfung darin, nachzuweisen, dass die Eignung der Ausrüstung für Störfallbedingungen nach 40 Jahren weiterhin gegeben ist, oder deren Austausch bzw. Modernisierung vorzunehmen.

Bei den mechanischen Anlagen konnten durch Gutachten überprüft werden, dass die an den Armaturen und Pumpen den Erwartungen entsprechen und keine neuen Alterungsmechanismen festgestellt wurden. Die Gebrauchstauglichkeit dieser Geräte nach 40 Jahren wird durch die Fortsetzung der Wartungsmaßnahmen bestätigt, die darauf abzielen, die alterungsanfälligen nichtmetallischen Komponenten regelmäßig zu ersetzen.

Was die elektrischen Anlagen betrifft, so ist die Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen Gegenstand mehrerer Nachweismethoden, die von der Analyse über die Probenahme für Tests bis hin zum Austausch reichen.

Das Ergebnis dieses schrittweisen und umfassenden Vorgehens führt zu einer erheblichen Anzahl präventiver Austausche von Ausrüstungen sicherheitsrelevanter Systeme, die während der VD4 durchgeführt wurden.



Austausch elektrischer Komponenten

Beschreibung der Maßnahme

Austausch von:

- 48-V- und 125-V-Leistungsschalter,
- 48-V- und 125-V-Relais,
- Hilfskontakte an 430 elektrischen Anschlüssen.

Fazit



Für die 4-periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF als allgemeine Leitlinie festgelegt, die für Reaktoren der 3. Generation festgelegte Ziele der nuklearen Sicherheit anzustreben, wobei der Referenzreaktor von EDF der EPR-Flamanville 3 ist.

Die Umsetzung dieses allgemeinen Ziels beginnt mit einer Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den geltenden Vorschriften, einschließlich einer entsprechenden Anzahl von Kontrollen vor Ort und der reaktiven Bearbeitung etwaiger Feststellungen.

Die Überprüfung setzt sich fort mit der Festlegung und Umsetzung der von EDF vorgesehenen Maßnahmen zur Erreichung der Sicherheitsverbesserungsziele, die anhand der folgenden vier Hauptthemen definiert wurden:

- **Unfälle ohne Kernschmelze:** Verringerung der radiologischen Folgen unter die Schwellenwerte für die Einleitung von Notfallschutzmaßnahmen für die Bevölkerung,
- **Belastungen:** Berücksichtigung von Belastungen höherer Ordnung, insbesondere Dürre, Hitzewellen, Überschwemmungen und Erdbeben, sowie Einrichtung von „Kernanlagen“, um die Widerstandsfähigkeit der Anlagen gegenüber wie Erdbeben, Tornados und Überschwemmungen
- **Brennstoffbecken:** Einrichtung einer zusätzlichen Kühlvorrichtung, die von den bestehenden Anlagen unabhängig ist,
- **Unfälle mit Kernschmelze:** Hinzufügung von Maßnahmen, darunter die sogenannten „Hard-Core“-Anlagen, um frühzeitige und umfangreiche Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

Es handelt sich um eine weitreichende Sicherheitsmaßnahme für den bestehenden Kernkraftwerkspark, mit wesentlichen Änderungen in der Auslegung und im Betrieb, die Gegenstand eingehender Folgenabschätzungen waren. Außerdem wurden Schulungs- und Begleitmaßnahmen für die Teams eingeführt, die die neuen Vorkehrungen umsetzen werden.

Darüber hinaus hat EDF eine Überprüfung der mit der Anlage verbundenen Nachteile (Auswirkungen auf die Umwelt im Normalbetrieb) durchgeführt: Überprüfung der Einhaltung der Vorschriften, mehrjährige Bilanzen zu Wasserentnahmen und -verbrauch, Ableitungen, Umweltbelastungen und Abfallwirtschaft. Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen für das Kraftwerk Tricastin wurden in den vergangenen Jahren Maßnahmen auf dem Stand der besten verfügbaren Techniken ergriffen. Darüber hinaus ergab die Analyse der chemischen, ökologischen und radiologischen Überwachungsdaten keinen signifikanten Einfluss der Anlage auf die Umwelt.

Schließlich umfasst die 4-periodische Überprüfung einen Teil, der sich auf die langfristige Aufrechterhaltung der Anlagen bezieht: Alterung, Veralterung und Eignung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen.

Sie stützt sich auf ein umfassendes Programm zur Überprüfung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstung, das den Austausch bestimmter Ausrüstungsteile vorsieht.

Nach Abschluss der öffentlichen Anhörung wird EDF die beschlossenen Maßnahmen für die Fortsetzung der Überprüfung von Tricastin 3 während der nächsten planmäßigen Abschaltungen der Anlage umsetzen.

Glossar

Hier finden Sie die Definitionen der wichtigsten in diesem Bericht verwendeten Abkürzungen.

4° RP 900

4° Regelmäßige Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren

AAC

Heißabschaltung

AAR

Automatische Reaktorabschaltung

ACEM

Brennelemente, die gerade gehandhabt werden

IAEO

Internationale Atomenergie-Organisation (engl. IAEA: International Atomic Energy Agency)

AIF

Blitzauswirkungsanalyse

AIP

Wichtige Aktivität zum Schutz der Interessen

AMC

Massiver Zustrom von Schwemmgut (Äste, Laub, vom Fluss mitgeführte Gegenstände)

AN

Normaler Stillstand

ANCCLI

Nationaler Verband der lokalen Informationskommissionen und -ausschüsse

ANDRA

Nationale Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle

AN/GV

Normale Abschaltung des Dampferzeugers (GV)

AN/RRA

Normale Abschaltung des RRA

AP

Parc-Fall

APG

Entlüftungssystem der Dampferzeuger

API

Abschaltung wegen Wartungsarbeiten

API SO

Abschaltung für Primärintervention bei ausreichender Öffnung

APR

Stopp zum Nachladen

APRP

Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels

APRP 2A

Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels Doppelt ausgefahrener Schieber

APRP BI

Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – Zwischenbruch

ARE

Normales Versorgungssystem für Dampferzeuger

ASG

Notstromversorgung der Dampferzeuger

ASG-ND

Sekundäres Kühlsystem „Harter Kern“

ASNR

Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz

ATEX

Explosionsfähige Atmosphäre

ATWS

Anticipated Transient Without Scram (Voraussichtlicher Transient ohne automatische Reaktorabschaltung)

BAC

Gebäude für die Klimatisierungshilfsanlagen

BAN

Gebäude für nukleare Hilfsanlagen

BK

Brennstoffgebäude

BL

Gebäude für elektrische Anlagen

BLEVE

Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion (explosionsartige Verdampfung infolge des Bruchs eines Behälters, der eine Flüssigkeit enthält, deren Temperatur deutlich über ihrer Siedetemperatur bei Atmosphärendruck liegt)

BONNA (Rohrleitung)

Betonrohr mit Stahlkern

BPVA

Erweiterte Niederdruck-Dampfleitung

BR

Reaktorgebäude

BT

Niederspannung

BW

Gebäude der Nebenräume des BR

Cb

Bor-Konzentration

CBAT

Betonrohr mit Blechkern

CC ND

Leit- und Steuerungssystem „Hard Core“

CCL

Lokales Krisenzentrum

CDG

Absturz von Clustern oder einer Gruppe von Clustern

CDU

Einzelausfallkriterium

CEA

Kommissariat für Atomenergie und alternative Energien

EMV

Elektromagnetische Verträglichkeit

CEPP

Dichtungssystem der Primärpumpen

CFC

Zusätzliche Betriebsbedingungen

CFI

Filtration des Kreislaufwassers

CLA

Wellen

CNCE

Nationale Gesellschaft der Ermittlungsbeamten

CNDP

Nationale Kommission für öffentliche Debatten

CNI

Kerntechnische Messkette – Mittlere Ebene

CNP

Kerntechnische Messkette – Leistungsstufe

CNPE

Kernkraftwerk

CNS

Kerntechnische Messkette auf Quellenebene

CPP

Hauptprimärkreis

CPY

Reaktorgruppe mit 900 MWe ähnlicher Bauart (umfasst die Baureihen CP1 und CP2)

CSA

Lagerstätte Centre de Stockage de l'Aube (AN-DRA)

CSC

Spannungskorrosion

CSP

Hauptsekundärkreis

DA

Änderungsantrag

DAC

Verhaltensanalyseunterlagen

DAO

Optimales Auskultationsgerät

DAPE

Bericht zur Eignung für den weiteren Betrieb

DC

Zusatzbereich oder Zusatzbestimmung

DCA

Druckwellenschutzsystem

DCC-LH

Gemeinsame Fehlerursache der LH-Schaltanlagen

DCH

Direct Containment Heating (Direkte Beheizung des Sicherheitsbehälters)

DDOCE

Verschleiß oder Fehlfunktion von Bauwerken, Kreisläufen oder Ausrüstungen

DEL

System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für elektrische Räume und Kühlaggregate

DEG

System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser in ASG-Räumen

DIL

Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure

DMCP

Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf

DMRI

Maßnahmen zur Brandrisikokontrolle

DOR

Leitfaden für die regelmäßige Überprüfung

DP

Sonderantrag

DPN

Direktion für Kernenergieerzeugung (EDF)

DRR

Regulatorische Referenzunterlagen

DUS

Notstromdiesel

DUV

Lüftungssystem für die Räumlichkeiten des DUS

DVC

Lüftungs- und Klimaanlage der Räumlichkeiten – Kontrollraum und Sonstiges

DVD

Lüftungs- und Klimaanlage der Räumlichkeiten – Dieselmotoren

DVE

Raumlüftungs- und Klimaanlage – Verkabelungsdeck

DVF

Rauchkontrollsystem für elektrische Räume

DVG

Lüftungssystem für die Steuerungsmechanismen von ASG-Gruppen und -Pumpen

DVH

Notbelüftungssystem für Räume – Ladepumpenräume

DVI

Lüftungssystem für RRI-Räume

DVK

Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Brennstoffgebäude

DVL

Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Elektrisches Gebäude

DVN

Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen

DVP

Lüftungs- und Heizungssystem der Pumpstation

DVS

Lüftungssystem für die Maschinenräume der EAS- und RIS-ISBP-Pumpen – Gebäude für die Sicherheitshilfsanlagen

DVW

Lüftungssystem für die Nebenräume

EAS

Wassersprühsystem im Sicherheitsbehälter

EAS-ND

System zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter

EAU

Instrumentierungssystem des Sicherheitsbehälters (Überwachung und seismische Messungen)

EBA

Lüftungssystem mit offenem Kreislauf bei Stillstand des Reaktorgebäudes

EC

Abweichung von der Konformität

ECOT

Konformitätsprüfung der Blöcke

ECP

Verfahren für den Störfallbetrieb des Primärkreislaufs

ECS

Ergänzende Sicherheitsbewertungen

ED

Zehnjahresprüfungen

EDA

Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen

EDF

Électricité de France

EDG

Auswurf einer Traube

Dominoeffekte

Auswirkung eines gefährlichen Ereignisses, das eine oder mehrere Anlagen eines Betriebs betrifft, das könnte ein weiteres Phänomen an einer benachbarten Anlage oder Einrichtung auslösen, was zu einer allgemeinen Verschärfung der Auswirkungen des ersten Phänomens führen würde

Klippen-Effekt

Plötzliche Veränderung des Verhaltens einer Anlage, die bereits eine geringfügige Abweichung vom vorgesehenen Unfallszenario auslöst, wodurch sich die Folgen des Unfalls erheblich verschärfen.

EF2 – EF4

Intensitätsstufen auf der Enhanced-Fujita-Skala (die Enhanced-Fujita-Skala, kurz EF, ist eine Skala zur Einstufung der Stärke von Tornados anhand der verursachten Schäden)

EIP

Wichtiges Element für den Schutz von Interessen

EIPI

Wichtiges Element für den Schutz von Interessen gegenüber Nachteilen

EIPR

Wichtiges Element für den Schutz von Interessen gegenüber vertraglichen Risiken

EIPS

Wichtiges Element für den Schutz von Interessen gegenüber Sicherheitsrisiken (radiologische Zwischenfälle und Unfälle)

EJP

Spezifische Begründungsstudie

EN

Erforderliche Ausrüstung

END

Zerstörungsfreie Prüfung

EP

Regelmäßige Prüfung

PSA

Persönliche Schutzausrüstung

PSA

Pseudo-System: Abdichtung und Leckageüberwachung des Gehäuses

EPR

European Pressurised Reactor – Druckwasserreaktor. Gehört zur dritten Generation der Kernreaktoren

EPRESSI

Methode zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandschutzelementen

EPRI

Electric Power Research Institute (Forschungsinstitut für Elektrizitätswirtschaft, ein Institut, das Forschungsarbeiten für die Stromerzeugungsindustrie der Vereinigten Staaten durchführt)

EPS

Probabilistische Sicherheitsstudien

ER

Requalifizierungsprüfung

ESP

Einschalige Testkammer

ESPN

Nukleare Druckbehälter

ESS

Sicherheitsrelevantes Ereignis

ETY

Druckentlastungssystem des Sicherheitsbehälters – Wasserstoffkonzentrationskontrolle im Falle eines Unfalls

EVC

Lüftungssystem für den Behälterschacht

EVF

Interne Belüftungs- und Filteranlage des Reaktorgebäudes

FAIOp

Brandbekämpfungsanweisung für den Betreiber

FARN

Schnelle Einsatzgruppe für den Nuklearbereich

FAV

Altersanalyseblatt

FE

Abweichungsblatt

FLA3

Blocks 3 (EPR) des Kernkraftwerks Flamanville

FMGC

Wartungsblätter für den Hoch- und Tiefbau

FPPI

Längerer Betrieb bei mittlerer Leistung

GC

Tiefbau

GCTa

Bypass-System für die Hauptturbine mit direkter Ableitung des von den Dampferzeugern erzeugten Dampfes in die Atmosphäre

GES

Notstromaggregat

GHE

Dichtungsölsystem des Generators

IPCC

Zwischenstaatlicher Ausschuss für Klimawandel

GMPP

Primäre Motorpumpengruppe

GNU

Gaspark

GP/GPE

Ständige Expertengruppe

GPO

Ständige Leitliniengruppe

GPR

Ständige Expertengruppe für Reaktoren

GRV

System zum Befüllen und Entleeren des Generators mit Wasserstoff (H₂)

GUS – GeUS

Notstromaggregat

GSE (CP1)

Turbinensicherheitssystem (CP1)

GV

Dampferzeuger

H1

Vollständiger Ausfall der Kältequelle

H2

Gesamtverlust der Versorgung der Dampferzeuger

H3

Vollständiger Ausfall der Stromversorgung

H4

Einrichtung einer gegenseitigen Unterstützung der Pumpanlagen für die Sicherheitsinjektion und die Sprühflutung im Falle eines Unfalls

HCTISN

Hoher Ausschuss für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit

HDU

Gebäude, in dem sich der Notstromdiesel befindet

Hf

Hafnium: Material, das den Neutronenfluss reduziert, dem der Reaktorbehälter ausgesetzt ist

HT

Hochspannung

HTA

Hochspannung A

HTB

Hochspannung B

ICB

Wechselwirkung zwischen Corium und Beton

ICPE

Klassifizierte Anlage für den Umweltschutz

IEM

Elektromagnetische Störungen

IOTA

Anlagen, Bauwerke, Arbeiten und Einrichtungen im Bereich Wasser

IGALL

International Generic Ageing Lessons Learned (Integriertes Programm der IAEO zum Umgang mit Alterungsprozessen)

INB

Kernkraftwerk

INES

International Nuclear Event Scale (Internationale Bewertungsskala für nukleare und radiologische Ereignisse)

INSAG

International Nuclear Safety Advisory Group (Internationale Beratungsgruppe für nukleare Sicherheit)

IPG

Wechselwirkung zwischen Brennstofftablette und Hülle

IPS

Sicherheitsrelevant, als sicherheitsrelevant eingestuft

IPS-NC

Sicherheitsrelevant, nicht sicherheitsklassifiziert

IRSN

Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit

IS

Sicherheitsinjektion

ISBP

Niederdruck-Sicherheitsinjektion

ISHP

Hochdruck-Sicherheitsinjektion

JDT

Brandmeldesystem

JPD

Wasserverteilungssystem für den Brandfall außerhalb des Kernkraftwerksbereichs

JPI

Brandschutzsystem für den Reaktorblock

JPL

Brandschutzsystem für elektrische Räume

JPP

Feuerlöschwasserversorgungssystem

KER

System zur Sammlung, Kontrolle und Ableitung von flüssigen Abfällen aus dem Kernkraftwerksblock

KHY

System zur Wasserstoffdetektion im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen

KIS

System zur seismischen Messung

KPR

Notfalltafel

KPS

Sicherheitsplatte

KRG

Allgemeines Regelsystem

KRT

Strahlenschutzmesssystem

KSC

Instrumentierungssystem für den Kontrollraum

KUS

Steuerungs- und Kontrollsystem für das LHU-System

LAA

230-V-Gleichstromversorgung für die unterbrechungsfreie Versorgung der 220-V-Wechselstrom-Wechselrichter LNE

LBi

Erzeugung und Verteilung von 125 V Gleichstrom

LCi

Erzeugung und Verteilung von 48 V Gleichstrom

LDA

Erzeugung und Verteilung 30 V Gleichstrom für die Regelung

LDi

Verteilung 30 V Gleichstrom

LGi

Verteilung 6,6 kV ohne Notstromversorgung

LHA/B

6,6-kV-Wechselstrom-Notstromversorgung

LHC

6,6-kV-Notstromversorgung

LHP/Q

6,6-kV-Wechselstromversorgung mit Notstromversorgung (Stromaggregate)

LHT

Diesel-Notstromversorgung

LHU

6,6-kV-Notstromversorgung (autonome Quelle – DUS)

LKI

380-V-Verteilung ohne Notstromversorgung

LIE

Untere Explosionsgrenze

LLi

380-V-Versorgung mit Notstromversorgung

LLS

Notstromturbogenerator

LNI

Erzeugung und Verteilung von 220 V Wechselstrom

LUU

Erzeugung und Verteilung von 380 V Notstrom

MC

Zustandsorientierte Wartung

MCG

Steuerungsmechanismen für Strangbündel

MDTE

Fehlende externe Spannung

MEL

Freigesetzte Masse und Energie

MFEAN 0 %PN

Fehlfunktion des normalen Speisewassers 0 % PN

MFEAN 100 % PN

Fehlfunktion des normalen Speisewassers 100 %PN

MLC

Lokale Krisenmaßnahmen

MOX

Gemischter Kernbrennstoff auf Basis von abgereichertem Uranoxid und Plutoniumoxid (UO₂ und PuO₂) aus der Aufbereitung

MQCA

Für Unfallsituationen qualifizierte Ausrüstung (**MRI**)
Brandrisikomanagement

MS

Systematische Wartung

MTD

Beste verfügbare Technik

MWe

Megawatt elektrisch

N4

Reaktorblock mit 1450 MWe ähnlicher Bauart

ND

Harter Kern

NRO

Bewertung der Zielerreichung

NSO

Nicht ausreichend offen

NSQP

Note für die Strategie der schrittweisen Qualifizierung

OECD

Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung

OISP

Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters

OISS

Unbeabsichtigtes Öffnen eines sekundären Ventils bei 0 % Pn

PA

Aktivierungsprodukte

PAI

Brandbekämpfungsplan

PAV

Lüftungsaktionsplan

MOX-PARITÄT

Brennstoffmanagement

PBES

Niedrigster Sicherheitswasserstand

PBMP

Grundprogramm für vorbeugende Instandhaltung

PCC

Anlagenzustands-Kategorie (Betriebskategorien)

PEAN

Normaler Speisewasserverlust

PEE

Prüfverfahren

PEPSSI

Bewertungsprinzip für die Angemessenheit der Elemente der Brandabschnittsbildung

PF

Spaltprodukte

PGF

Möglichkeit eines Großbrandes

PFI

Starker Regen

PFL

Möglichkeit eines lokal begrenzten Feuers

PGGV

Durch starken Wind erzeugte Geschosse

PGVE

Durch extreme Winde erzeugte Projektile

PIC

Programm für ergänzende Untersuchungen

PIJ-ND

Einspritzpumpe an den Dichtungen der primären Motorpumpenaggregate „Harter Kern“

PLMV

Lokales Programm zur Alterungsbeherrschung

PLU

Lokale Niederschläge

PMC

Brennstoffhandhabungssystem

PMOX

PARITE MOX – Brennstoffmanagement

Pn

Nennleistung des Reaktorkerns

PNPP

Nationale Planung nach Stufen

PPDP

Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses

PPI

Spezifischer Einsatzplan

PPR

Grundsatzprogramm zur Umwidmung

PSCC

Schild mit zusätzlichen Hinweisen und Anweisungen

PSPR

Stelle für die Überwachung der Risikoprävention

PT ASN

Technische Vorschrift der ASN

PTAE

Totalausfall der externen Stromversorgung und der Hauptdieselgeneratoren

PTC

Vollständiger Lastverlust und/oder Auslösung der Turbine

PTR

Wasseraufbereitungs- und -kühlsystem für Schwimmbäder

PTR-bis

Zusätzliches System zur Wasseraufbereitung und -kühlung für Schwimmbäder

PUI

Interner Notfallplan

PV

Volumetrischer Schutz

PZR

Druckerhöhungsanlage

F&E

Forschung und Entwicklung

R1GP

Entfernung eines Leistungsregelmoduls

RAG

Alkali-Granulat-Reaktion

RAM

Stromversorgungssystem für die Steuermechanismen der Bündel

RAP

Passive autokatalytische Rekombinatoren

RAZ

Stickstoffspeicher- und -verteilungssystem (für nukleare Zwecke)

RBPP

Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe

RCD

Vollständig entladener Reaktor

RCR

Abschlussbericht der regelmäßigen Überprüfung

RCP

Primärkreislauf

RCV

System zur chemischen und volumetrischen Kontrolle des Wassers im Primärkreislauf

RDI

Risiken interner Dominoeffekte

RDP

Druckausgleichsbehälter

RDS

Sicherheitsbericht

REA

Wasser- und Bor-Nachspeisesystem

RECS

Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte

REU

Risiko einer einzelnen Explosion

REX

Erfahrungsrückmeldung

REP

Druckwasserreaktor

RFC

Risiko einer Kernschmelze

RFDP

Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses

RFS

Grundlegende Sicherheitsregel

RGE

Allgemeine Betriebsregeln

RGL

Steuerungssystem für die Reaktor-Steuerungsgruppen

RGV

Austausch des Dampferzeugers

RIC

Internes Kerninstrumentierungssystem

RIE

Explosionsgefahr durch einen externen Brand

RIS

Sicherheits- und Schutzsystem für den Primärkreislauf (Sicherheitsinjektion)

RNP

Anstieg des Grundwasserspiegels

ROR

Bruch eines Stauwerks

RP

Regelmäßige Überprüfung

RP4

4° regelmäßige Überprüfung

RP4 900

4° Regelmäßige Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren

RP

Reaktor in Betrieb

RPE

Sammelkreislauf für Abwässer aus dem Reaktorblock

RPC

Besondere Verhaltensregeln

RPN

System zur Messung der Kernleistung

RRA

Reaktorkühlsystem im Stillstand

RRB

Bor-Wiedererwärmungssystem

RRI

Zwischenkühlsystem

RSI

Interne Sulfatierung

RTE

Bruch einer Haupttrinkwasserleitung

RTGV

Bruch eines Dampferzeugerrohrs

RTGV3

Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 3

RTGV4

Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 4

RTHE

Bruch einer Hochdruckleitung

RTV

Bruch einer Dampfleitung

RTV3

Erheblicher Bruch einer Dampfleitung

SAPA

Station für kleine Anwendungen

SAR

Druckluftverteilungssystem zur Regelung

SDC

Kontrollraum

SDD

Auslegungsbeben

SEC

Not-Rohwassersystem

SEG

Diversifiziertes Wasserversorgungssystem

SEI

Schwelle irreversibler Auswirkungen

SEL

Seismic Equipment List (Liste der seismischen Ausrüstung)

SELS

Schwelle für signifikante tödliche Auswirkungen

SER

System zur Speicherung und Verteilung von entmineralisiertem Wasser

SF-ND

Kaltwasserquelle mit hartem Kern

SGZ

Gasspeichersystem

SIP C

Steuerungsteil des Prozessleitsystems

SIRENE

EDF-Informationssystem für Ableitungen und die nukleare Umwelt

SMHV

Historisch wahrscheinliches schweres Erdbeben

SMS

Sicherheitsrelevantes Erdbeben

SND

Kernbeben

SOH

Soziale, organisatorische und menschliche Faktoren

SRI

Referenzsituation für das Hochwasserrisiko

SSC

Systeme, Strukturen und Komponenten

TA

Hilfstransformator

TAM

Hardware-Zugriffspuffer

TAS

Notstrom-Turbogenerator

Td

Hardware-Verfügbarkeitstemperatur

TE

Außergewöhnliche Temperatur

TEG

Abgasbehandlungssystem

TEP

Primärabwasserbehandlungssystem

TEPCO

Tokyo Electric Power Company – Japanischer Stromerzeuger

TEU

Abwasserbehandlungssystem

TFA

Sehr geringfügig aktiv

THE

Hochdruckrohrleitungen

TLD

Langzeit-Temperatur

Tnd

Temperatur ohne Verschlechterung

TOR

Alles oder nichts

TP

Haupttransformator

Block

Produktionseinheit

TRICE

Giftig Radioaktiv Entzündlich Ätzend Explosiv

TS

Abzweigtransformator

TSD

Begriff Quelle Schutt

TTS

Tranche an der Spitze der Serie

U3

Letztes Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für die Systeme EAS und ISBP

U5

Endgültiges Verfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der Ableitungen, anzuwenden bei langsamem Druckanstieg im Reaktorbehälter nach einem Unfall mit Kernschmelze

VD2

Zweite zehnjährige Überprüfung

VD3-900

Dritte zehnjährige Inspektion der 900-MWe-Reaktoren

VD4-900

Vierte zehnjährige Inspektion der 900-MWe-Reaktoren

VP

Teilinspektion

WANO

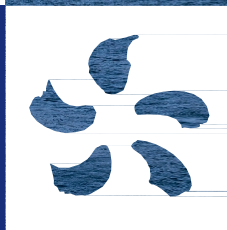
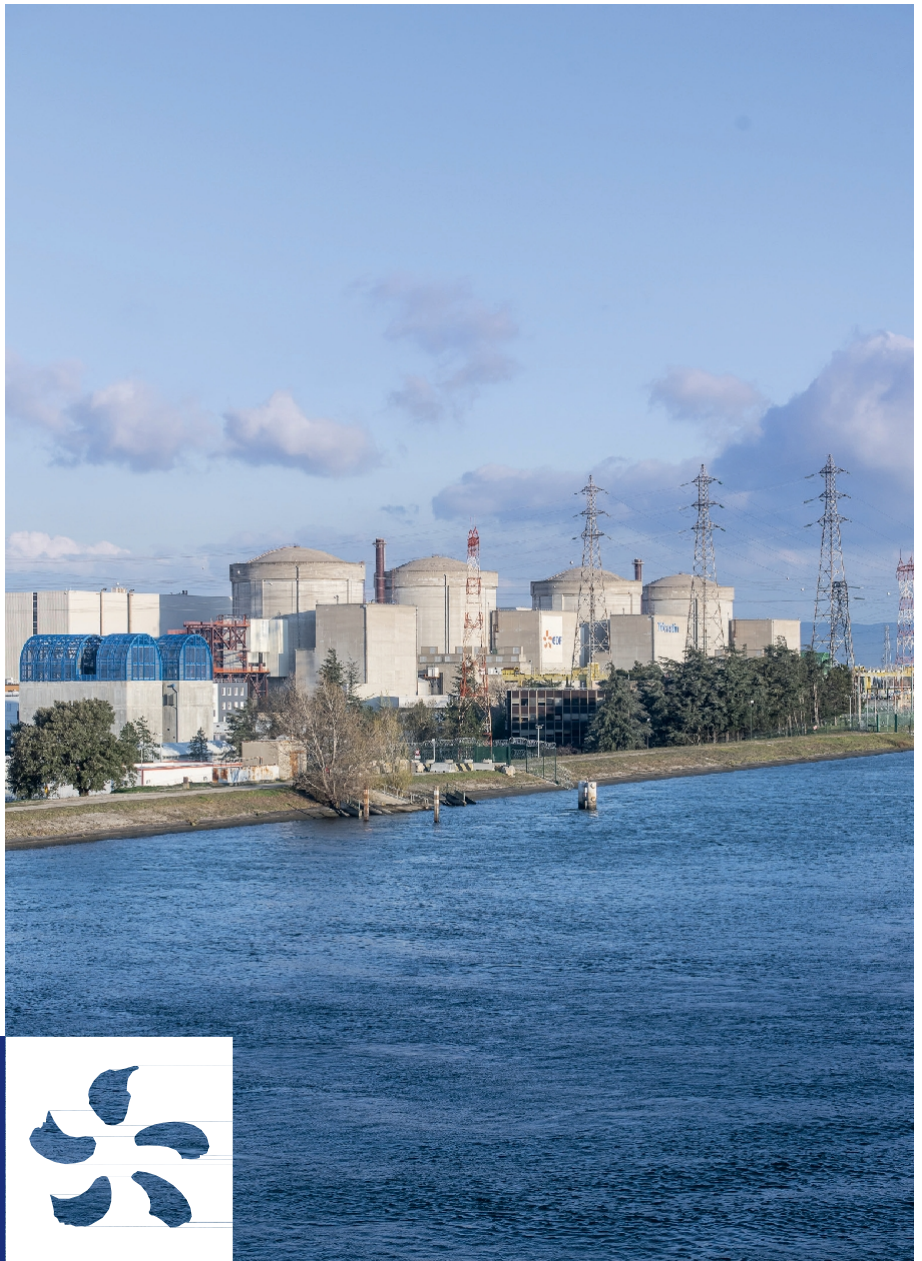
World Association of Nuclear Operators (Weltverband der Kernkraftwerksbetreiber)

WENRA

Western European Nuclear Regulators Association (Verband der westeuropäischen Atomaufsichtsbehörden)

ZII

Interne Überschwemmungszonen



KERNKRAFTWERK TRICASTIN

Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4-periodische Überprüfung

Reaktor Nr. 3

Dokument 1 – Einführungsnotiz

EDF

Leitung Kernkraftwerksproduktion CNPE
Tricastin
4502, route du site du Tricastin 26130
Saint-Paul-Trois-Châteaux Kontakt:
Denis Brunel: Abteilung Kommunikation E-Mail:
tricastin-communication@edf.fr

Hauptsitz
22-30, Avenue de Wagram 75008
PARIS

Handelsregister Paris 552 081 317
Aktiengesellschaft mit einem Kapital von

2.084.365.041 Euro www.edf.fr