



Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly

Route d'Ouzouer
45 570 Ouzouer-sur-Loire

REAKTOR NR. 3

Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4 periodische Überprüfung

ANLAG **1**

Einführungsnotiz

Inhaltsver

0	Vorwort	3
----------	----------------	----------



1	Einleitung: Das öffentliche Anhörungsverfahren und sein Kontext	5
2	Das EDF-Kernkraftwerk in Dampierre-en-Burly	9
3	Kernreaktoren: Funktionsweise und Sicherheit	11
3.1	Funktionsweise eines Kernkraftwerks	11
3.2	Grundlagen der Sicherheit	12
3.2.1	Die drei Sicherheitsbarrieren	12
3.2.2	Die drei Sicherheitsfunktionen	13
3.2.3	Die mehrstufige Sicherheit	13
3.3	Sicherheit vor Ort	14
3.3.1	Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi	15
3.3.2	Sicherheit im Reaktorgebäude	16
3.3.3	Sicherheit im Brennelementgebäude	17
3.3.4	Sicherheit im Falle einer Kernschmelze	19
4	Risikoaspekte der Überprüfung von Dampierre 3	21
4.1	Konformität der Anlage	21
4.1.1	Konformitätsmanagement	21
4.1.2	Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT)	22
4.1.3	Das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC)	22
4.1.4	Systemkonformitätsprüfungen	23
4.1.5	Die einzelnen Prüfungen	23
4.2	Neubewertung des Niveaus der nuklearen Sicherheit	24
4.2.1	Die wichtigsten Bestimmungen des „harten Kerns“	25
4.2.2	Unfälle ohne Kernschmelze	27
4.2.3	Angriffe	28
4.2.4	Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente	33
4.2.5	Unfälle mit Kernschmelze	35
5	Kapitel „Nachteile“ der Überprüfung von Dampierre 3	39
5.1	Maßnahmen im Hinblick auf die geltenden Vorschriften und die gewonnenen Erkenntnisse	40
5.1.1	Einhaltung der Vorschriften	40
5.1.2	Zusammenfassung der gewonnenen Erfahrungen und wichtigste Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung	40
5.2	Bestimmungen zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile	44

6	Langfristiger Erhalt der Anlagen	46
6.1	Bewältigung von Alterung und Veralterung	46
6.2	Für Unfallsituationen qualifizierte Ausrüstung	48
7	Schlussfolgerung	50
	Glossar	52

0

Präambel

In Frankreich erfolgt die Genehmigung zur Errichtung eines Kernreaktors durch einen Erlass des Premierministers nach Stellungnahme der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR)¹. Diese Genehmigung wird ohne Begrenzung der Betriebsdauer erteilt. Dennoch wird alle 10 Jahre² eine eingehende Überprüfung der Anlage, die sogenannte periodische Überprüfung, durchgeführt um die Voraussetzungen für die Fortsetzung des Betriebs für die folgenden 10 Jahre neu zu bewerten.

Für die regelmäßigen Überprüfungen von Kernkraftwerken, die ihr 35 Betriebsjahr überschritten haben, sieht das Umweltgesetzbuch die Durchführung einer öffentlichen Anhörung zum Bericht³ über die Überprüfung vor.

Diese Einführungsnotiz bildet den Anhang 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung zum Bericht über die⁴periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly. Sie wurde gemäß Artikel R. 593-62-4 des Umweltgesetzbuchs erstellt.

Im ersten Teil enthält diese Erläuterung die Kontaktdaten des Betreibers des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly, erinnert an den Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfahrens und ordnet die verschiedenen Unterlagen der Anhörungsakte in den allgemeinen Kontext der⁴periodischen 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 Dampierre-en-Burly.

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

¹ Die 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 am 1. Januar 2025 ihre Arbeit 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 die nukleare Sicherheit zuständigen Minister übermittelt wird (vgl. § 1 Einleitung).

In den folgenden Abschnitten werden die wichtigsten Schlussfolgerungen der 4^{Überprüfung} sowie die wesentlichen Maßnahmen vorgestellt, die EDF seit der 3^{regelmäßigen Überprüfung} von Dampierre 3 ergriffen oder vorgeschlagen hat, um den Schutz der im Umweltgesetzbuch genannten Interessen zu verbessern: Sicherheit, öffentliche Gesundheit und Hygiene, Naturschutz und Umweltschutz. Die Hauptgründe, aus denen EDF diese vorschlägt, werden dort ebenfalls dargelegt. Dies umfasst beispielsweise Maßnahmen, die die Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi berücksichtigen, oder auch die wichtigsten von EDF im Rahmen der 4^{Überprüfung} vorgeschlagenen Maßnahmen. Diese Präsentation greift den Aufbau und die Themen des Berichts zur 4^{Überprüfung} von Dampierre 3 auf; die Aspekte Risiken, Nachteile und langfristiger Erhalt der Anlagen werden darin nacheinander behandelt. In einer für ein breites Publikum verständlichen Sprache bietet diese Präsentation somit eine Zusammenfassung des Überprüfungsberichts, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist.

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.

1

Einleitung Das öffentliche Anhörungsverfahren und sein Kontext

In Frankreich erfolgt die Genehmigung zur Errichtung eines Kernkraftwerks durch einen Erlass des Premierministers nach Stellungnahme der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR). Diese Genehmigung wird ohne Begrenzung der Betriebsdauer erteilt; die Vorschriften sehen alle 10 Jahre⁴ eine eingehende Überprüfung der Anlage vor – die regelmäßige Überprüfung –, um die Bedingungen für die Fortsetzung des Betriebs für die folgenden 10 Jahre zu bewerten.

Der Bericht zur⁴ periodischen Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly (Dampierre 3) mit Sitz in BP 18 (45570 Ouzouer-sur-Loire) wird einer öffentlichen Anhörung⁵ unterzogen. Diese Anhörung dient dazu, die Öffentlichkeit zu informieren und ihr die Möglichkeit zu geben, Stellungnahmen und Vorschläge einzureichen.

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

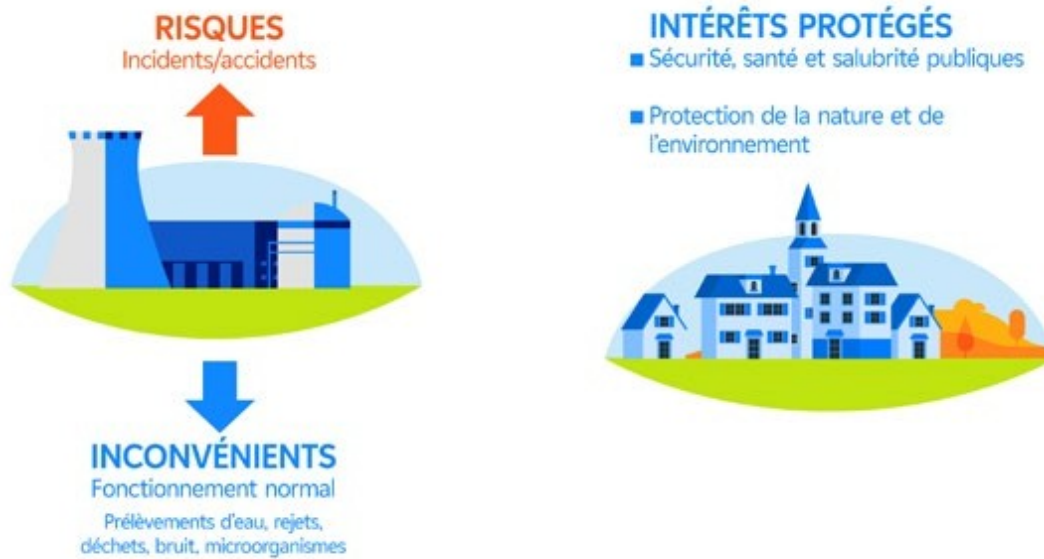
Im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung stellt der Betreiber sicher, dass seine Anlage in der Lage ist, den Betrieb unter Einhaltung der geltenden Vorschriften fortzusetzen. Er muss zudem – insbesondere durch Maßnahmen zur nuklearen Sicherheit – den Schutz der im Umweltgesetzbuch genannten Interessen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

Die regelmäßigen Überprüfungen umfassen einen „Risiko“-Teil und einen „Nachteile“-Teil. Der „Risiken“ betrifft die Vermeidung von Zwischenfällen oder Unfällen und die Begrenzung ihrer potenziellen radiologischen (radioaktive Freisetzungen) oder nicht-radiologischen (thermische, mechanische oder toxische Auswirkungen) Folgen. Der Teilbereich „Belästigungen“ befasst sich mit der Eindämmung der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt, die möglicherweise durch die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen und -einleitungen, Abfällen sowie durch die von ihr verursachten Belästigungen (Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen) entstehen können.

⁴ Siehe Art. L593-18 des Umweltgesetzbuchs Siehe Art. L593-18 des Umweltgesetzbuchs

⁵ Für Überprüfungen nach dem 35 Betriebsjahr des Reaktors sieht das Umweltgesetzbuch die Durchführung einer öffentlichen Anhörung zum Bericht über diese Überprüfungen vor.

PROTECTION DES INTÉRÊTS CONTRE LES RISQUES ET INCONVÉNIENTS



Eine regelmäßige Überprüfung in zwei sich ergänzenden Phasen

Der französische Kernkraftwerkspark besteht aus mehreren serienmäßig gebauten Druckwasserreaktoren (REP), die sich hauptsächlich durch die an das Stromnetz gelieferte 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 zur Überprüfung (Dossier d'Orientations du Réexamen, DOR) durch EDF; darin werden die im Rahmen der Überprüfung behandelten Themen sowie die von EDF festgelegten Ziele beschrieben. Die Prüfung des DOR wurde von der Behörde für nukleare Sicherheit (seit dem 1. Januar 2025 ASN, www.asn.fr) durchgeführt, die das Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN, www.irsln.fr), ihren technischen Experten, hinzuzog und die ständigen Expertengruppen (GPE)⁶ konsultiert. 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 EDF⁷.

Für die 4^e periodische 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 Leitlinie 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 Zielerfüllungsbericht (NRO) abgeschlossen, in dem die Maßnahmen dargelegt sind, die EDF umsetzen will, um die Ziele des RP4 900 und die von der ASN zum Zeitpunkt der Leitlinienformulierung formulierten Anforderungen zu erfüllen.

⁶ Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in den Bereichen nukleare Sicherheit, Strahlenschutz und Umwelt stützt sich die ASN auf die Stellungnahmen und Empfehlungen ständiger Expertengruppen.

⁷ ASN – Allgemeine Leitlinien zum RP4 900 – CODEP-DCN-2016-007286 vom 20. April 2016.

Auf Initiative des Hohen Ausschusses für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN, www.hctisn.fr) wurde eine öffentliche Konsultation zur generischen Phase der RP4 900 organisiert. Sie fand vom 6. September 2018 bis zum 31. März 2019 statt und hatte zum Ziel, die Öffentlichkeit zu informieren und ihre Meinung zu den von EDF vorgeschlagenen Bestimmungen einzuholen. 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. Im Anschluss daran hat EDF gemäß den Empfehlungen des HCTISN die Erkenntnisse aus dieser öffentlichen Konsultation gezogen und diese veröffentlicht⁸.

Die allgemeine Phase endete mit der Veröffentlichung der Stellungnahme der ASN am 23. Februar 2021, die allgemeine Auflagen⁹ enthielt, zu denen zuvor eine öffentliche Konsultation stattgefunden hatte.

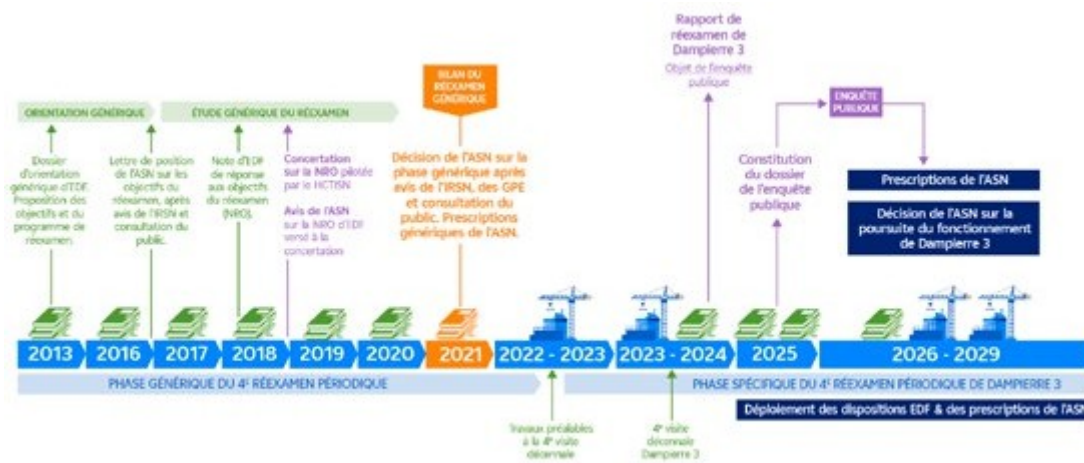


Die regelmäßige Überprüfung des Reaktors Dampierre 3

Diese ^{vierte}regelmäßige Überprüfung erfolgt in zwei sich ergänzenden Phasen: einer generischen Phase, die für alle Reaktoren der 900-MWe-Klasse gilt, und einer spezifischen Phase für den Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly. Im Anschluss an die allgemeine 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 die Regierung und an die ASN übermitteln. Dieser wird nach der zehnjährigen Reaktorinspektion erstellt, bei der Umbauten sowie Kontroll- und Wartungsarbeiten durchgeführt werden. Während dieser Abschaltung werden die zehnjährigen Prüfungen durchgeführt, wie beispielsweise die Inspektion des Reaktordruckbehälters, die Wasserdrukprüfung des Hauptprimärkreislaufs zur Überprüfung der Dichtheit sowie die Prüfung der Reaktorgebäudemantel zur Überprüfung seines einwandfreien mechanischen Verhaltens und seiner Einschlussfähigkeit. Die folgende Zeitleiste zeigt die wichtigsten Etappen der 4 periodischen Überprüfung von Dampierre 3.

⁸ Anlage Nr. 4 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung

⁹ ASN – Generische Phase des RP4 900 – Untersuchungsbericht – CODEP-DCN-2021-007968 vom März 2021. ASN – Beschluss Nr. 2021-DC-0706 der ASN vom 23. Februar 2021 zur Festlegung der für EDF geltenden Vorschriften für 900-MWe-Reaktoren unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase ihrer 4 periodischen Überprüfung. <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/la-poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-900-mwe-audela-de-40-ans>, geändert durch den Beschluss Nr. 2023-DC-0774 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 19. Dezember 2023. ASN – Schreiben an EDF – Stellungnahme der ASN zur generischen Phase des RP4 900 – CODEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021.



Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4-Überprüfung von Dampierre 3

Die zehnjährige Inspektion von Dampierre 3 fand vom 23. September 2023 bis zum 2. März 2024 statt (Anschluss an das Stromnetz). Der Abschlussbericht der 4-periodischen Überprüfung wurde am 27. Juni 2024 von EDF an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASN) übermittelt.

Die Unterlagen zur öffentlichen Anhörung im Rahmen der 4-periodischen Überprüfung von Dampierre 3 umfassen folgende Dokumente:

ANLAGE 1	ANLAGE 2	ANLAGE 3	ANLAGE 3BIS	ANLAGE 4	ANLAGE 5
Präsentationsv ermerk	Bericht über die regelmäßige Überprüfung von Dampierre 3, Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfah rens	Beschreibung der vom Betreiber vorgeschlagenen Maßnahmen im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung	Dokument zu den Umweltauswirkun gen gemäß Artikel R593- 62-4 des Umweltgesetzbuch s	Zusammenfassung der Konsultationsmaßn ahmen, die für den gemeinsamen Teil der 4 ^e regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe- Reaktoren	Liste der Rechtsvorschrifte n zur öffentlichen Anhörung sowie deren Verknüpfung mit dem Verfahren zur regelmäßigen Überprüfung gemäß Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuch

Dieses Dokument (Anlage 1) stellt die wichtigsten Maßnahmen dar, die EDF in Bezug auf Dampierre 3 seit der 3^e-Überprüfung ergriffen hat, um den Schutz der Interessen zu verbessern, darunter insbesondere diejenigen, die während der 4^e-Zehnjahresinspektion umgesetzt wurden. Sie sind mit dem Piktogramm „Durchgeführt“ gekennzeichnet.



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



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

2

Das EDF-Kernkraftwerk in Dampierre-en-Burly

Das Kernkraftwerk befindet sich in der Gemeinde Dampierre-en-Burly (Département Loiret), etwa 50 km südöstlich von Orléans und etwa 10 km westlich von Gien. Es erstreckt sich über eine Fläche von 225 Hektar am rechten Ufer der Loire.

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly umfasst vier Druckwasserreaktoren (DWR) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die in einem sogenannten „geschlossenen“ Kreislauf mit Wasser aus der Loire gekühlt werden.

Reaktor Nr. 3 wurde 1981 in Betrieb genommen.

Im Jahr 2025 erzeugte das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly 23,42 Milliarden Kilowattstunden CO₂-freien Strom, was etwa dem Sechsfachen des Verbrauchs des Départements Loiret und fast 6 % der französischen Kernenergieerzeugung entspricht.

Der Umweltschutz steht im Mittelpunkt der Bemühungen der Teams des Kraftwerks Dampierre-en-Burly. Im Jahr 2025 wurden fast 20.000 Umweltanalysen durchgeführt. Die Ableitungen des Kraftwerks blieben gering und lagen deutlich unter den zulässigen Grenzwerten. Das Kraftwerk hat mehr als 95 % seiner konventionellen Abfälle recycelt oder verwertet.

Das Kraftwerk ist einer der größten Arbeitgeber der Region und beschäftigt ständig fast 2.000 Mitarbeiter vor Ort. Im Jahr 2025 wurden 85 neue Mitarbeiter eingestellt, von denen 47 % aus dem Département Loiret stammen.

Die vierte zehnjährige Inspektion eines Reaktors umfasst etwa:

- 5 Monate Arbeitsaufwand
- 3.000 Einsatzkräfte
- 250 Millionen Euro an Investitionen
- 70 Modernisierungsmaßnahmen

Die mit lokalen Unternehmen abgeschlossenen Aufträge machen ein Viertel der Gesamtinvestitionen aus.

Das Kraftwerk engagiert sich stark in der Ausbildung junger Menschen; so wurden im Jahr 2025 51 neue duale Auszubildende und 387 Praktikanten am Standort aufgenommen.

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

CENTRALE NUCLEAIRE DE DAMPIERRE-EN-BURLY (LOIRET)



Les grandes villes et axes de communication



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



Die Kernreaktoren

Funktionsweise und Sicherheit¹⁰

3.1 Betrieb eines Kernkraftwerks vom Typ „

Der Betrieb eines Kernkraftwerks vom Typ Druckwasserreaktor (DWR), wie beispielsweise Dampierre 3, 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 entsteht durch die Spaltung von Uranatomen eine große Menge an Wärme, die das um die Brennelemente zirkulierende Wasser 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 Kreislafs 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 wiederum 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 Dampierre-en-Burly der Fall ist), wieder in Wasser umgewandelt. Dieser dritte Kreislauf wird als Kühlkreislauf bezeichnet. Im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly wird das Wasser dieses dritten Kreislafs durch Kontakt mit Luft in Kühltürmen gekühlt.

¹⁰ Dieser Abschnitt behandelt Grundlagen zur Funktionsweise von Kernkraftwerken und zur nuklearen Sicherheit, um ein besseres Verständnis der in den Abschnitten 4 bis 6 dieses Dokuments sowie in den anderen Unterlagen des Dossiers dargestellten Bestimmungen zu ermöglichen.

Le schéma illustre le fonctionnement d'un réacteur nucléaire à eau pressurisée (REP) à travers trois zones distinctes :

- Bâtiment réacteur (zone nucléaire) :** Contient la cuve du réacteur, le générateur de vapeur (GV), le pressuriseur et la pompe. Le circuit primaire (orange) circule dans la cuve et le GV.
- Salle des machines (zone non nucléaire) :** Contient la turbine, l'alternateur et le condenseur. Le circuit secondaire (bleu) reçoit la chaleur du GV pour faire tourner la turbine, puis retourne au GV via la pompe.
- Aéroréfrigérant :** Utilise la vapeur d'eau pour refroidir le circuit de refroidissement (vert) qui passe à l'intérieur. Le circuit de refroidissement retourne au condenseur pour être réchauffé et évaporer l'eau, produisant ainsi de la vapeur d'eau qui alimente une éolienne.

Le fleuve est représenté en bas, servant de source d'eau pour le refroidissement.

3.2.1 DIE DREI SICHERHEITSBARRIEREN EIN N EINSCHLUSS

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

Le schéma illustre le circuit primaire d'un réacteur nucléaire à eau pressurisée (REP) à l'intérieur d'une enceinte de confinement. Les composants et barrières sont étiquetés comme suit :

- Cuve du réacteur** : Le cœur du réacteur où se produit la fission nucléaire.
- Pressuriseur** : Un dispositif qui maintient la pression du circuit primaire pour éviter l'ébullition de l'eau.
- Générateur de vapeur** : Un échangeur de chaleur qui transfère la chaleur du circuit primaire au circuit secondaire pour produire de la vapeur.
- Pompe** : Le dispositif qui fait circuler l'eau dans le circuit primaire.
- 1^{re} barrière** : La gaine du combustible, qui empêche la fuite de produits de fission.
- 2^e barrière** : Le circuit primaire lui-même, qui empêche la fuite de l'eau radioactive.
- 3^e barrière** : L'enceinte de confinement, qui empêche toute fuite d'air ou de liquide vers l'extérieur.

322 DIE DREI FUNKTIONEN DER SICHERHEITS

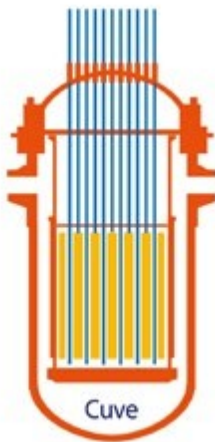
Um eine Beschädigung der Sicherheitsbarrieren zu verhindern und die radiologischen Folgen einer möglichen Beschädigung zu begrenzen, werden bei der Auslegung spezielle Materialien und Systeme vorgesehen und im Betrieb eingesetzt: Sie gewährleisten die drei „Sicherheitsfunktionen“.

LES TROIS FONCTIONS DE SÛRETÉ

1

Contrôler la réaction en chaîne

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

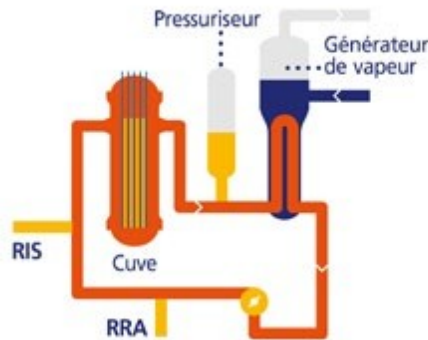


2

Refroidir le combustible

Évacuation de la chaleur :

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

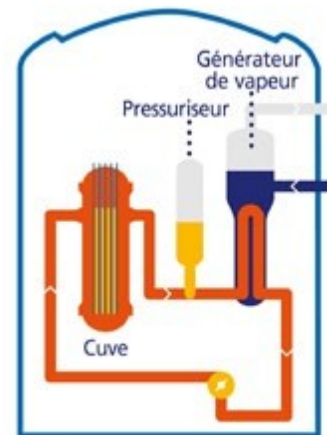


3

Confiner la radioactivité

Par les trois barrières :

- gaine du combustible
- circuit primaire
- enceinte de confinement



Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieser drei grundlegenden Sicherheitsfunktionen ermöglichen es zudem, den Schutz von Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung zu gewährleisten – eine ergänzende Sicherheitsfunktion, die durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernanlagen, den sogenannten „INB-Erlass“, eingeführt wurde.

Der „sichere“ Zustand eines Reaktors ist durch die Beherrschung der drei Sicherheitsfunktionen gekennzeichnet:

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

sowie die ordnungsgemäße Funktion der Systeme, die für die Aufrechterhaltung dieser Bedingungen.

323 DIE „-IN-TIEFE“-VERTEIDIGUNG

Die nukleare Sicherheit beruht auf dem Konzept der mehrstufigen Verteidigung, bei dem aufeinanderfolgende Verteidigungsstufen zum Einsatz kommen, die ausreichend unabhängig voneinander sind, um sich vor menschlichen, technischen und organisatorischen Versagen zu schützen.

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

1- Vorfälle zu verhindern. Diese erste Stufe basiert auf einer robusten Auslegung und der Qualität der Fertigung. Die Betriebsorganisation gewährleistet, dass die Anlage innerhalb der Grenzen des Normalbetriebs gehalten wird. Auf materieller Ebene ermöglichen Automatismen und Regelsysteme, die Anlage innerhalb dieser Grenzen zu halten.

2- Störfälle zu erkennen, Maßnahmen zu ergreifen, um zu verhindern, dass sie zu einem Unfall führen, und den Normalbetrieb wiederherzustellen oder, falls dies nicht möglich ist, die Anlage in einen sicheren Zustand zu versetzen und dort zu halten.

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

3- Unvermeidbare Unfälle unter Kontrolle zu bringen, deren Verschlimmerung zu begrenzen und die Anlage wieder in einen sicheren Zustand zu versetzen und dort zu halten.

Diese dritte Stufe stützt sich auf die Sicherheitssysteme (Sicherheitsinjektionssystem des Primärkreislaufs, Sprühsystem für den Reaktorbehälter, Notstromversorgung der Dampferzeuger) sowie auf die Unfallbetriebsverfahren und die Nationale Krisenorganisation.

4- Bewältigung schwerer Unfallsituationen, 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 bewahren. Um dieses Ziel zu erreichen, stützt sich die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze auf technische 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 letzte Filterstufe für radioaktive Ableitungen, die beim Öffnen des Sicherheitsbehälters zum Einsatz kommt, 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 ebenfalls die sogenannten „Hard Core“-Anlagen (siehe § 4.2.1), wie beispielsweise die Corium-Stabilisierungsvorrichtung oder eine zusätzliche Stromversorgung.

Der „harte Kern“ 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 verhindern. 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 Sicherheit liegt in der Zuständigkeit der Behörden und entspricht der Umsetzung des spezifischen Einsatzplans (PPI) (Eindämmung, Einnahme von Jodtabletten, Evakuierungen ...).

3.3 Die Sicherheit vor Ort

Die Grundlagen der nuklearen Sicherheit werden vor Ort durch die Umsetzung von Maßnahmen umgesetzt, die bereits bei der Auslegung vorgesehen und im Laufe des Betriebs ergänzt wurden, 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, um den Erkenntnissen aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi Rechnung zu tragen und ganz allgemein extreme Unfallsituationen zu antizipieren und zu bewältigen, damit massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt vermieden werden (siehe Abschnitt 3.3.1).

Zur Veranschaulichung werden die Belastungszustände der wichtigsten Sicherheitsvorkehrungen im Reaktorgebäude und im Brennelementgebäude unter Normalbetriebsbedingungen, bei Störfällen oder Unfällen sowie im Falle extremer äußerer Einwirkungen in den Abschnitten 3.3.2, 3.3.3 und 3.3.4 dargestellt.

331 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 so zu verstärken, dass sie Naturereignissen standhalten können, deren Ausmaß weit über die bei der Errichtung der Reaktoren zugrunde gelegten Auslegungsannahmen hinausgeht. Diese Maßnahmen gliedern sich wie folgt:

- Eine Reaktionsphase von 2012 bis 2015, in der EDF Folgendes eingerichtet hat:
 - Die schnelle Einsatzgruppe für Kernkraftwerke (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. 
 - Ein Notfallplan zur Bewältigung einer Unfallsituation, von der mehrere Reaktoren betroffen sind. 
- Eine Phase zur Einrichtung „dauerhafter Vorkehrungen“ für die Wasser- und Stromversorgung, insbesondere mit:
 - An jedem Reaktor eine zusätzliche Notstromquelle: das Diesel-Notstromsystem (DUS). 
 - Eine diversifizierte Wasserversorgung (SEG) durch die Nutzung bestehender Wasserreserven mit großer Kapazität. 
 - Eine Verstärkung der Reaktorleitungsteams (+ 250 Personen in Frankreich), die für den Umgang mit unerwarteten Ereignissen geschult sind. 



Notfall-Dieselaggregate (DUS) für die Reaktoren Nr. 3 und Nr. 4

Dank dieser Vorkehrungen kann der im Reaktorgebäude befindliche oder im Lagerbecken des Brennstoffgebäudes (BK) gelagerte Brennstoff im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung oder der Kühlquelle drei Tage lang ohne externe Hilfe weitergekühlt werden. Diese Autonomie ermöglicht es der Nationalen Krisenorganisation, zu der auch die FARN gehört, die erforderlichen Nachschubmaßnahmen über einen längeren Zeitraum hinweg sicherzustellen, bis die Anlagen wiederhergestellt sind.

Im Rahmen der Fortführung des Betriebs über 40 Jahre hinaus setzt EDF eine Reihe von technischen und organisatorischen Maßnahmen um, die darauf abzielen, einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern und massive radioaktive Freisetzen sowie dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in Extremsituationen – sogenannten „Hard-Core“-Situationen – zu vermeiden, die insbesondere auf eine extreme natürliche Einwirkung von außen zurückzuführen sind. Das „Noyau Dur“ wird im Rahmen der 4-periodischen Überprüfung und deren Folgemaßnahmen umgesetzt.

332 SICHERHEIT IM REAKTOR -GEBÄUDE

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

- Befindet sich der Reaktor im Leistungsbetrieb, wird die Energie der von den Brennelementen abgegebenen Wärme über die Dampferzeuger (GV) an die Turbine und anschließend über einen Generator an das Stromnetz weitergeleitet. Am Ausgang der Turbine wird der Dampf des Sekundärkreislaufts mithilfe eines luftgekühlten Kondensators wieder in Wasser umgewandelt, um den Kreislauf zu den Dampferzeugern 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 durch die „Kaltquelle“ (der Loire) über den Zwischenkühlkreislauf (RRI) und den Not-Rohwasserkreislauf (SEC) abgeführt, die aufeinanderfolgende Barrieren gegenüber dem Flusswasser bilden.

RÉACTEUR EN FONCTIONNEMENT NORMAL Principaux circuits annexes

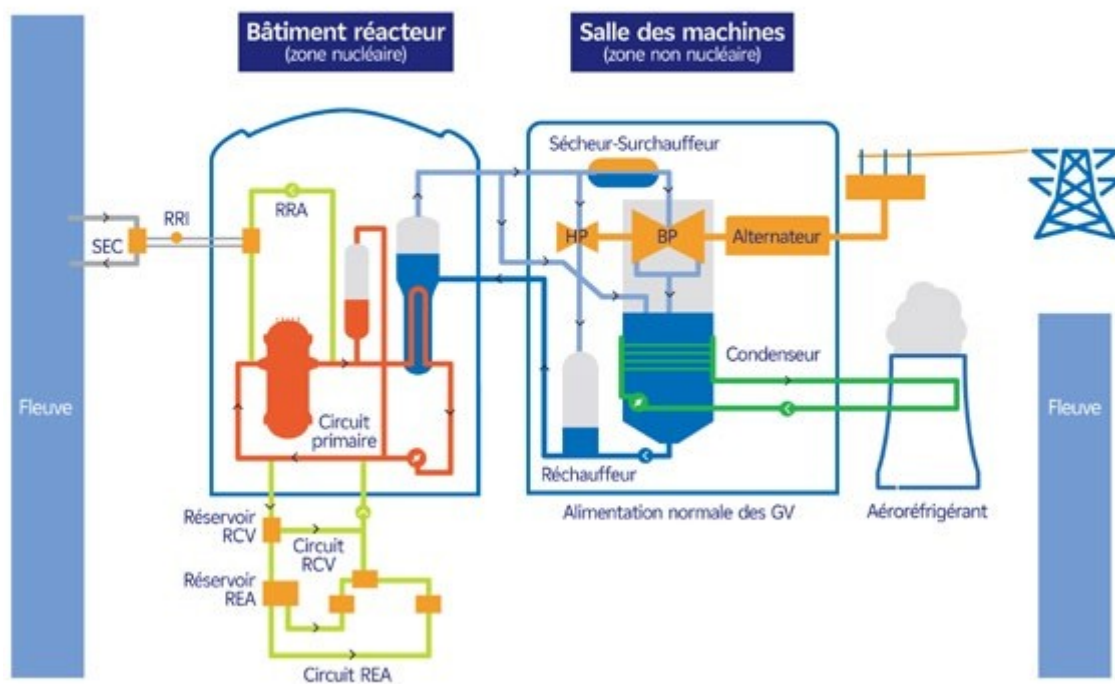


Abbildung 1. Reaktor im Normalbetrieb: Wichtigste Kreisläufe

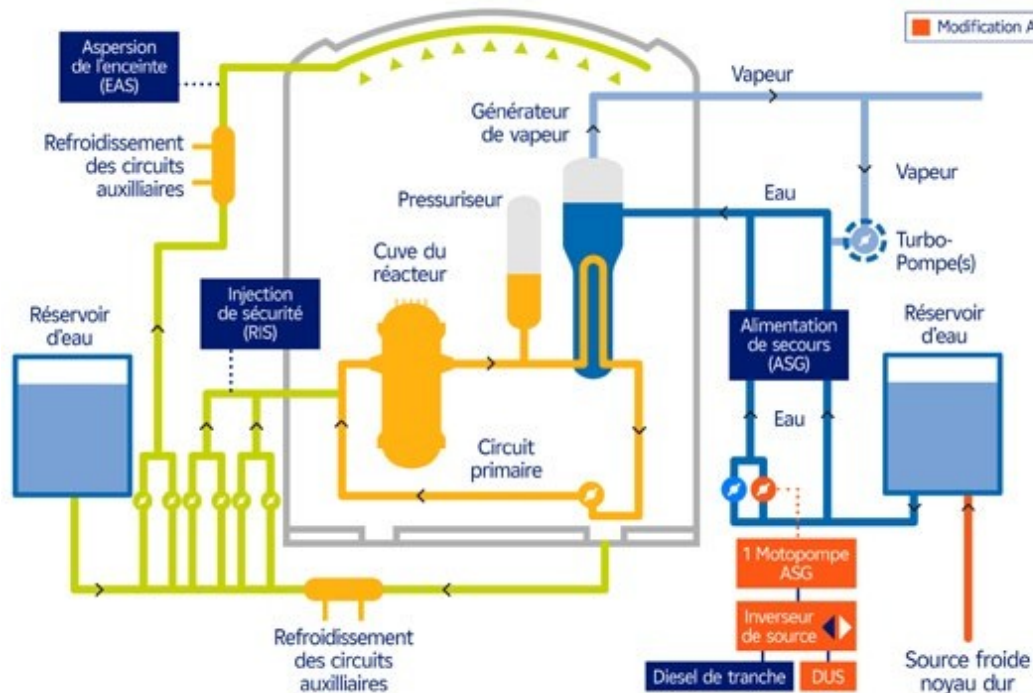
Im Störfall erfolgt die Brennstoffkühlung durch:

- den Dampferzeugern (GV) und anschließend durch den Reaktor-Stillstandskühlkreislauf (RRA), sobald der Primärkreislauf abkühlt und druckentlastet wird;
- 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) dient dazu, den durch die Verdampfung des Wassers aus dem Primärkreislauf im Inneren des Sicherheitsbehälters (BR) verursachten Druck zu reduzieren.

Im Falle einer extremen natürlichen externen Beanspruchung, der sogenannten „Hard-Core“-Situation, kann es zu Betriebsausfällen bestimmter Anlagenkomponenten kommen, beispielsweise im Zusammenhang mit den Stromquellen und/oder den Kühlsystemen, die an die Kaltquelle (Loire) angeschlossen sind.

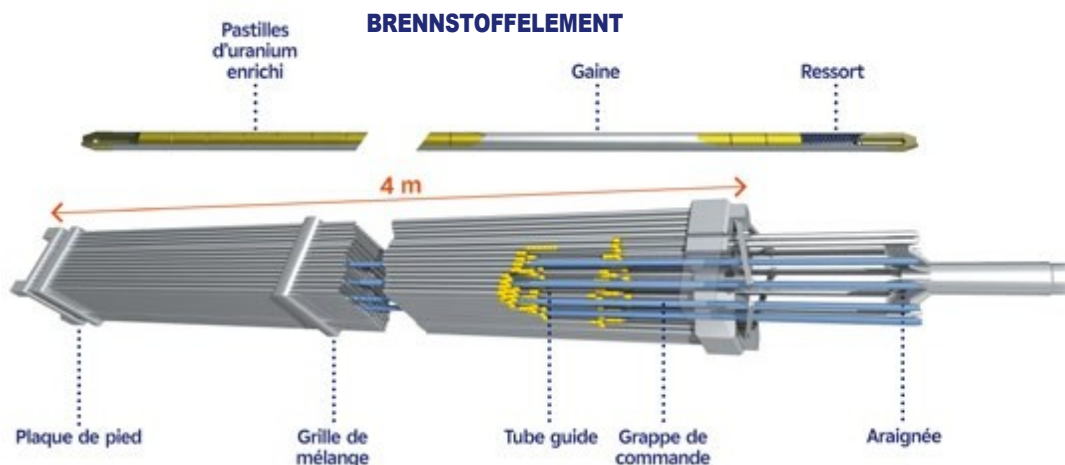
In diesem Fall übernehmen die für den „harten Kern“ vorgesehenen Anlagen, die für die Folgen solcher Extremsituationen qualifiziert und robust ausgelegt sind, weiterhin die Sicherheitsfunktionen.

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 Ersatzkältequelle übernimmt.

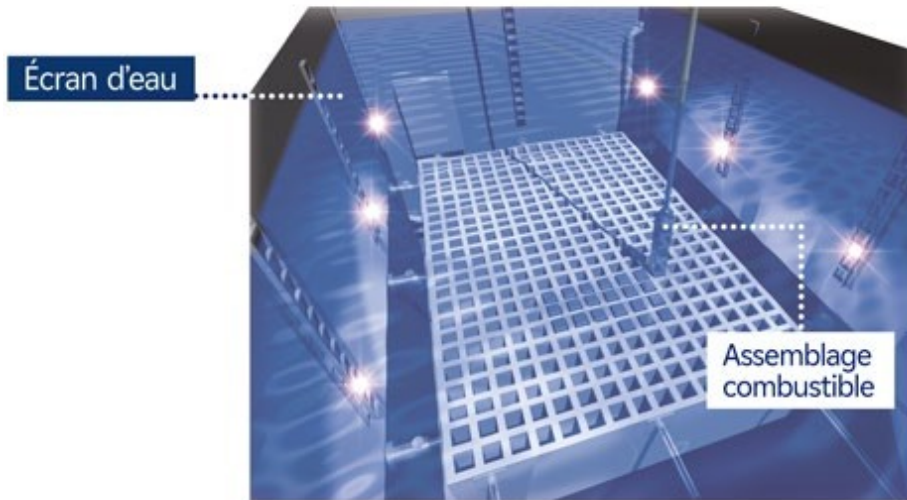


333 SICHERHEIT IM BRENNSTOFFLAGER

Das Brennelementlager (BK) nimmt neue Brennelemente vor deren Einladung in den Reaktor sowie bereits verwendete Brennelemente auf, die auf ihre Entnahme oder eine erneute Beladung warten.



BÂTIMENT COMBUSTIBLE Piscine d'entreposage du combustible



Im Normalbetrieb

- Die Restwärme der im Lagerbecken gelagerten abgebrannten Brennelemente wird über das Wasserbehandlungs- und -kühlsystem der Lagerbecken (PTR) abgeführt, das über den Zwischenkühlkreislauf (RRI) und den Not-Rohwasserkreislauf (SEC) durch die Kühlquelle (Loire) gekühlt wird. 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 Transferleitung 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 Kreisläufe RRI und SEC durch die Kühlquelle (Loire) gekühlt wird.

Bei Zwischenfällen / Unfällen

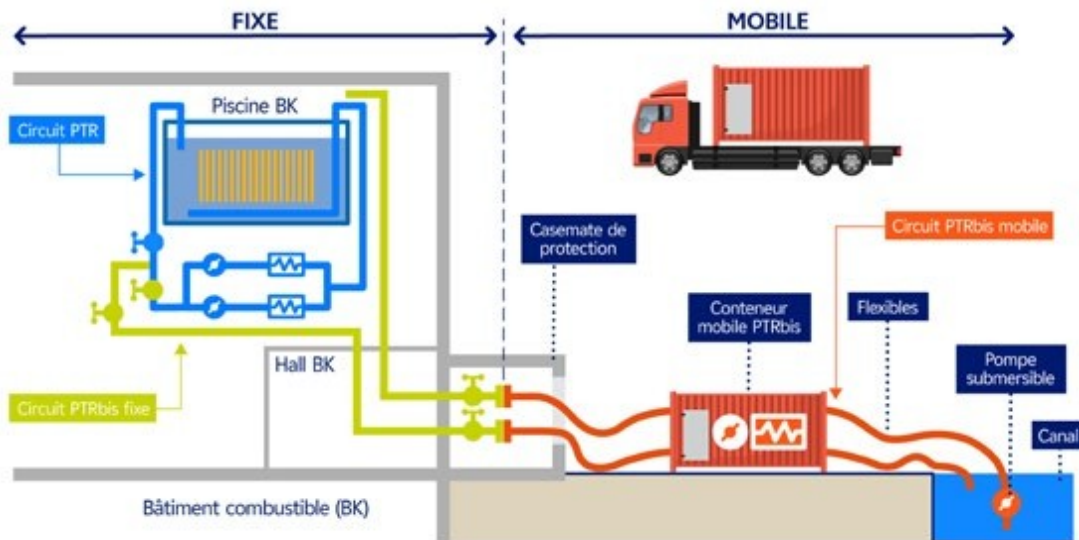
- Wenn der gesamte Brennstoff aus dem Reaktor in das Becken des Brennstoffgebäudes entladen wird, kann der Ausfall einer der beiden Pumpen oder eines der beiden Wärmetauscher des PTR-Systems zu einem Anstieg der Wassertemperatur im Becken auf über 50 °C führen. In diesem Fall wird die Kühlung aufrechterhalten, ohne dass es zum Sieden kommt.
- Bei einer unbeabsichtigten Entleerung des Beckens wird die Saugleitung des Kühlkreislaufs automatisch abgeschaltet, um die Brennelemente unter Wasser zu halten.
- Bei einem vollständigen Ausfall der Kühlung durch das PTR-System ist eine Nachspeisung des Schwimmbeckens über das Feuerlöschnetz oder das Entmineralisierungssystem möglich, um die Verdunstung auszugleichen. Die Kühlung des Brennstoffs ist gewährleistet, da die Brennelemente auch bei Sieden des Schwimmbeckenwassers unter Wasser bleiben.

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

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



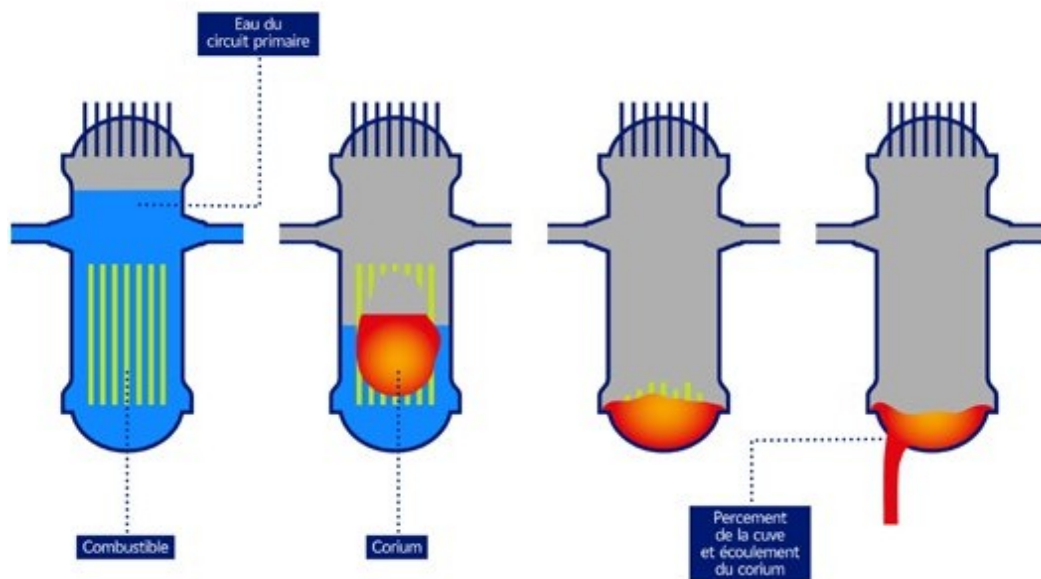
LE SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT PTRbis



334 SICHERHEIT IM FALL EINER SCHMELZKATASTROPHE DES BRENNSTOFF S

Ein anhaltender Verlust der Reaktorkernkühlung kann bei fehlendem Wasser im Reaktorbehälter zu Unfällen mit Brennstoffschmelze führen. Tatsächlich könnte der Brennstoff im Behälter Temperaturen erreichen, die zum Schmelzen des ihn bildenden Metalls (Brennstofftabletten und Hüllen), aber auch des umgebenden Metalls (Regelstäbe oder Strukturen) führen, bis hin zum Durchschlagen des Behälterbodens.

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



Schadensablauf im Reaktor bei einem Brennstoffschmelzunfall

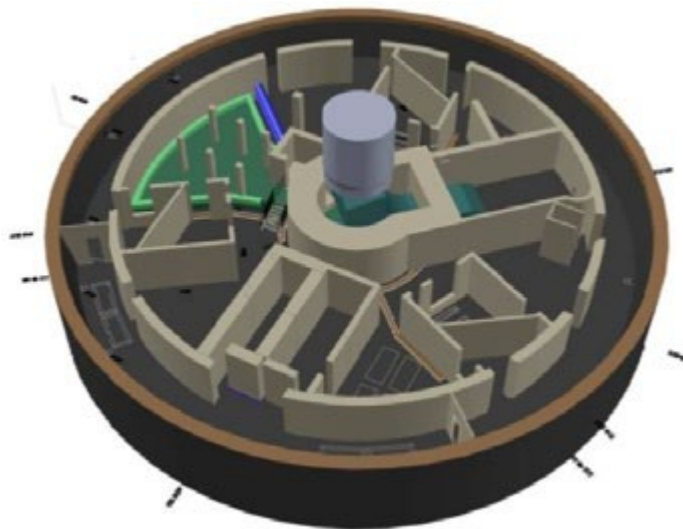
In dieser Situation sind die ersten beiden Sicherheitsbarrieren beschädigt, und das Sicherheitsziel besteht nun darin, die Dichtheit der ^{dritten} Barriere, des Sicherheitsbehälters, aufrechtzuerhalten, um die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt zu verhindern.

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 zu kontrollieren (insbesondere das Risiko einer Wasserstoffverbrennung).

Somit lauten die in VD4 für den Reaktor Nr. 3 in Dampierre-en-Burly „umgesetzten“ Maßnahmen:

- **Die Schaffung eines Bereichs zur trockenen Ausbreitung des Coriums** innerhalb einer speziellen Auffangzone unterhalb des Reaktorbehälters: Bereich „Puits de Cuve“ und der in dessen Verlängerung gelegene Kerninstrumentierungsraum.
- **Die Einrichtung des passiven Corium-Flutungssystems**, bestehend aus einer Vorrichtung mit passiven Klappen, die das zuvor über das Sprühsystem des EAS-Sicherheitsbehälters in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes eingeleitete Wasser freigeben, unterstützt durch die beiden Blockdieselgeneratoren oder, für Extremsituationen, die neue Vorrichtung „Noyau Dur“, das durch den Notstromdiesel (DUS) unterstützt wird.



Räume (Reaktorkesselgrube und Kerninstrumentierungsraum), die zur Verteilung des Coriums genutzt werden

4

Abschnitt „Risiken“ der Überprüfung von Dampierre 3

4.1 Konformität der Anlage mit der „

Vor der Umsetzung von Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit stellt EDF sicher, dass die Anlagen den für sie geltenden Vorschriften entsprechen.

Ergänzend zur Behebung der während des Betriebs der Anlage festgestellten Abweichungen von den Vorschriften setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Maßnahmen zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein:

- Konformitätsmanagement,
- Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT),
- Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC),
- Programm zur Überprüfung der Konformität von Systemen,
- Sonderprüfungen.

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

4.1.1 -MANAGEMENT IM BEREICH KONFORMITÄT

EDF verfügt über eine Organisation, die es ihr ermöglicht, Abweichungen von den Erwartungen zu erkennen, sei es bei Ausrüstung oder bei Tätigkeiten. Diese werden analysiert, 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 INB¹¹ darstellt.

¹¹ Verordnung vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernanlagen (INB)

Anlässlich der regelmäßigen Überprüfungen erstellt EDF eine Bestandsaufnahme der Abweichungen und überprüft, ob alle Feststellungen und Konformitätsabweichungen vor und während der zehnjährigen Inspektion durch bauliche und betriebliche Maßnahmen untersucht und gegebenenfalls behoben wurden. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behebung einer Abweichung, die Auswirkungen auf die Sicherheit hat, begründet EDF von Fall zu Fall die Akzeptanz der Situation, schlägt bei Bedarf Ausgleichsmaßnahmen vor und verpflichtet sich zu einem Termin 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 des INB-Erlasses, die Gegenstand eines bedeutenden Umweltereignisses (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung waren, für den Reaktor Nr. 3 des Kraftwerks Dampierre-en-Burly behoben wurden, mit Ausnahme von:

- Ein generisches sicherheitsrelevantes Ereignis der Stufe 1 im Zusammenhang mit dem MOX-Brennstoff, für das Ausgleichsmaßnahmen hinsichtlich der Reaktorregelungsvorschriften getroffen wurden, bis es durch den Einsatz einer Brennstoffweiterentwicklung endgültig behoben ist.
- Ein spezifisches bedeutendes Sicherheitsereignis der Stufe 1 im Zusammenhang mit dem Ausfall eines Relais, der dank einer regelmäßigen Prüfung entdeckt wurde und zur Nichtverfügbarkeit eines Signals vom Sicherheitsinjektionssystem an den Generator des Reaktors Nr. 3 geführt hat. Eine Maßnahme zur Vermeidung einer ähnlichen Störung befand sich zum Zeitpunkt der Veröffentlichung des Abschlussberichts der Überprüfung in Bearbeitung. Zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Teils 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung sind alle Maßnahmen und ihre Wirksamkeitsbewertung abgeschlossen.
- Ein spezifisches sicherheitsrelevantes Ereignis der Stufe 1 bezüglich der Einhaltung des Verhaltensleitfadens nach dem Ausfall eines Stromaggregats des Reaktors Nr. 3. Zum Zeitpunkt der Veröffentlichung des Abschlussberichts der Überprüfung befand sich eine Maßnahme zur Aktualisierung der Dokumentation in Bearbeitung. Zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Dokuments 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung sind alle Maßnahmen und deren Wirksamkeitsbewertung abgeschlossen.

4.12 DIE KONFORMITÄTSPRÜFUNG DER BLÖCKE „“ (ECOT)

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

Ziel der ECOT ist es, die Konformität anhand einer Liste von kritischen Themen zu überprüfen, und zwar auf der Grundlage:

- 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 Richtlinien sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

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

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

Bei Dampierre 3 bestätigen die durchgeführten Kontrollen und Maßnahmen die Konformität des Reaktors.

4.13 DAS PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN „“ (PIC)

Ziel des PIC ist es, sicherzustellen, dass keine Verschlechterung an Anlagen vorliegt, die weniger anfällig für Beschädigungen sind. Zu diesem Zweck werden während der VD4 der Blöcke der 900-MWe-Generation Stichprobenkontrollen durchgeführt. Von einer Verschlechterung betroffene Anlagen werden wieder in den konformen Zustand versetzt; das Instandhaltungshandbuch wird angepasst.

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

- Die mechanischen Anlagen des Primär- und Sekundärkreislaufs.
- Sonstige mechanische Anlagen: Rohrleitungen, Abdeckungen, Wärmetauscher, Pumpen, Ventile.
- Tiefbau und Sicherheitsbehälter.

Für Dampierre 3 sind im Rahmen des Ergänzenden Untersuchungsprogramms keine Prüfungen durchzuführen.

4.14 KONFORMITÄTSÜBERPRÜFUNGEN VON -SYSTEMEN

Ziel ist es, Konformitätsprüfungen der Reaktorkern-Sicherheitssysteme und der damit verbundenen, für die Sicherheit wichtigen Unterstützungssysteme durchzuführen, deren Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht erneut überprüft wurden.

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

- Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns oder des im Brennelementbecken des Brennelementgebäudes gelagerten Brennstoffs. Diese Überprüfungen wurden auf wichtige unterstützende Funktionen ausgeweitet, wie beispielsweise solche, die zur Kühlung beitragen. 
- Stromquellen: Diese Überprüfung, die darauf abzielte, die Zuverlässigkeit der bestehenden Stromquellen zu gewährleisten, konzentrierte sich auf die Integration neuer Anlagen, die im Rahmen der Maßnahmen nach Fukushima (*siehe 4.2.1*) integrierten, insbesondere den funktionalen Ersatz des Notstromturbogenerators durch die Notdieselaggregate (DUS) sowie die Absicherung des DUS von Dampierre 3 durch das DUS des benachbarten Reaktors (Dampierre 4). 
- Lüftungssysteme, um sicherzustellen, dass ihre Leistung den Anforderungen der Sicherheitsrichtlinien für extreme Hitze, extreme Kälte und die Gefahr einer internen Explosion entspricht. 

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

Was die Kühlung des Reaktorkerns betrifft, so beruht die Wassenumwälzung im Störfall auf dem Sicherheitsinjektionssystem des Primärkreislaufs und dem 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 Trümmerteilen zu begrenzen, die im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf vom Wasser mitgeführt werden könnten. Der Austausch von faserartigen Wärmedämmungen durch metallische Wärmedämmungen trägt insbesondere dazu bei, das Risiko einer Verstopfung zu verringern, die die Wassenumwälzung im Reaktorgebäude beeinträchtigen könnte. 

4.15 SPEZIELLE „-TESTS

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

- die Analyse der Vollständigkeit 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 Untersuchungen oder neutronische Berechnungen.
- die ordnungsgemäße Umsetzung 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 nur einmal an einem Reaktor für alle Reaktoren derselben Baureihe durchgeführt.

42 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 geltende Regelwerk aufgenommen 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 in vier große Sicherheitsthemenbereiche unterteilt sind:



Deterministische und probabilistische Untersuchungen

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 „vorsichtigen“ Regeln und Kriterien, d. h. unter Einbeziehung von Sicherheitsmargen, begründet.

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

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

- Das Personal: Analyse der sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen an den Standorten.
- Die Anlage: Analyse der Vollständigkeit der Requalifizierungsprüfungen der Anlage nach Integration 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 zu den vier oben genannten großen Sicherheitsthemen entsprechen.

421 DIE WICHTIGSTEN „NOYAU DUR“-MASSNAHMEN

Die Maßnahmen zur Verstärkung der Kernkraftwerke des EDF-Bestands im Anschluss an den Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 wurden im Rahmen der Neubewertung des Sicherheitsniveaus bei der periodischen Überprüfung von Dampierre 3 berücksichtigt. Im Folgenden werden die wichtigsten Bestimmungen, die sogenannten „Kernmaßnahmen“ (siehe § 3.3), zusammengefasst.



Wichtigste Maßnahmen des „Noyau Dur“

Schnelleinsatzgruppe für den Nuklearbereich (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.



Notstromdiesel (DUS): eine zusätzliche Stromversorgung für jeden Reaktor für den Fall eines Ausfalls aller Stromquellen.



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



Maßnahmen zur Diversifizierung der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens (PTR-bis).



EAS-ND: Maßnahme, 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.



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



Stabilisierung des Coriums: Vorrichtung am Boden des Reaktorgebäudes, um den geschmolzenen Reaktorkern auf der Fundamentplatte des Gebäudes zu halten.



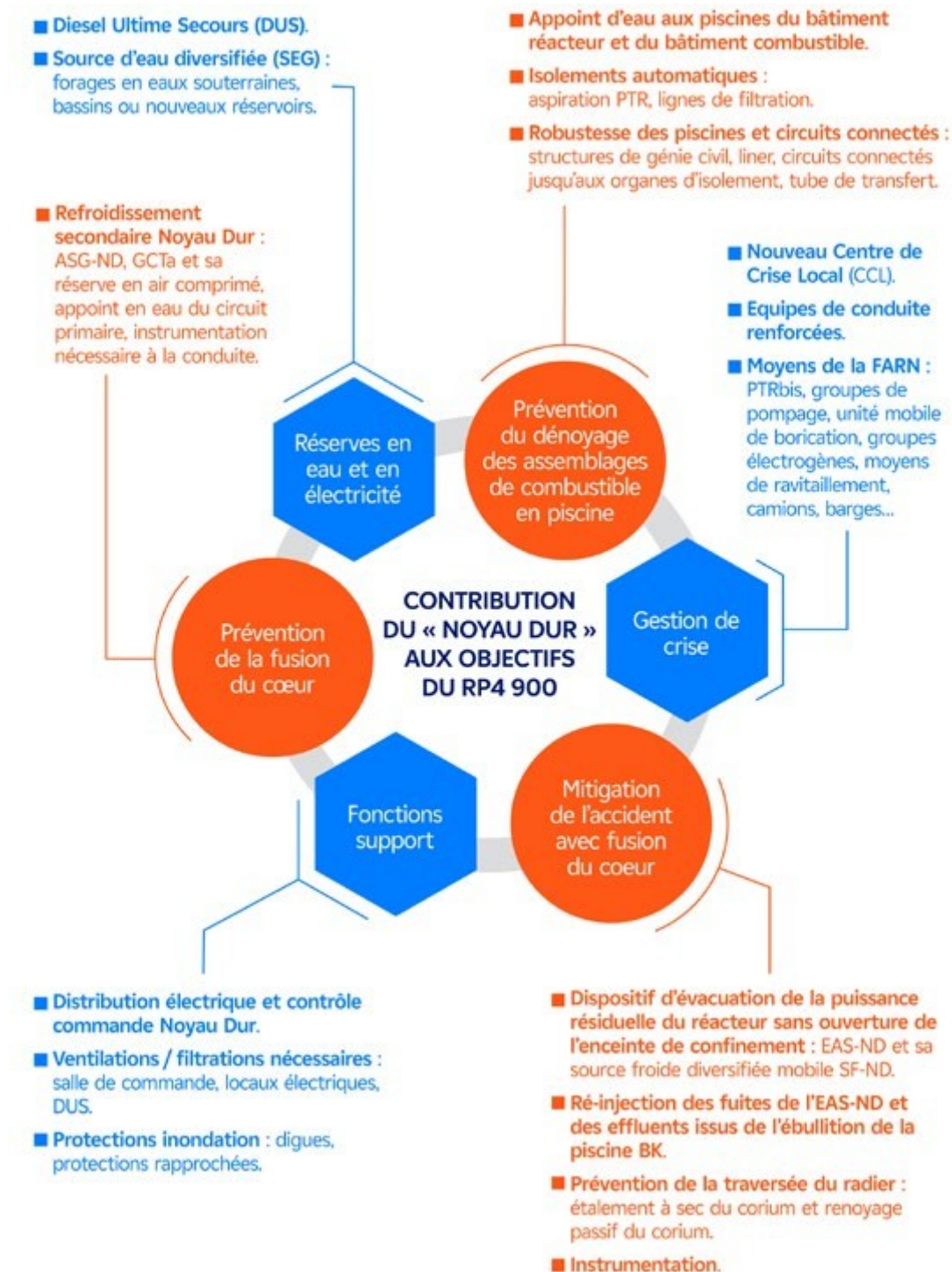
Sekundärkühlung des Kerns: Verstärkung der Notstromversorgung der Dampferzeuger gegen extreme Belastungen, um die Ableitung der Leistung aus dem Sicherheitsbehälter zu ermöglichen.



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



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



Wichtigste „Noyau Dur“-Maßnahmen (ND), gegliedert nach den großen Sicherheitsbereichen

422 UNFÄLLE OHNE KERN -SCHMELZE

4221 Allgemeiner Rahmen des Themenbereichs

Anlässlich der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe wurden die Unfallstudien des Sicherheitsberichts unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und der aktuellen Praktiken überprüft.

Um die Einhaltung der Sicherheitskriterien zu überprüfen und ein Ausmaß an radiologischen Folgen anzustreben, das keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordert, werden zwei Arten von Studien durchgeführt:

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

4222 Darstellung der wichtigsten Maßnahmen

Aufstockung der Wasserressourcen zur Ableitung der Reaktorleistung



Wiederbefüllung des ASG-Behälters über das Feuerlöschnetz

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 Nachspeisemöglichkeiten in diesen Situationen nicht genutzt werden können (Kumulierung von erschwerenden Faktoren, ungeeignete Sicherheitsanforderungen ...), strebt EDF daher eine Erhöhung der Wasserressourcen an.

Beschreibung der Maßnahme

Die Maßnahme besteht darin, den ASG-Behälter über das Feuerlöschnetz wieder aufzufüllen, indem eine Verbindung zwischen dem Feuerlöschnetz 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

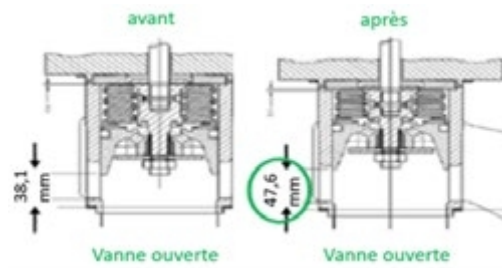
Im Rahmen des RP4 900 verfolgt EDF wie bei den Reaktoren der 3. Generation das Ziel, die Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung im Falle eines Unfalls ohne Kernschmelze auf ein ausreichend niedriges Niveau zu senken, das keine Notfallmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich macht¹².



Um dieses Ziel für den schwerwiegendsten Fall zu erreichen, nämlich den Unfall mit einem Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV) bei gleichzeitig möglicher Freisetzung in die Atmosphäre durch das Versagen eines Ventils, werden folgende Maßnahmen umgesetzt:

¹² Eine effektive Dosis von 10 mSv für die Schutzmaßnahme, von 50 mSv für die Evakuierung und eine äquivalente Schilddrüsendosis von 50 mSv für die Verabreichung von stabilem Jod.

Erhöhung der Durchflussmengen der Dampfablassventile



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 Reaktorkühlung durch die Dampferzeuger, 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. Außerdem wird er in Stör- oder Unfallsituationen zur Kühlung des Reaktors eingesetzt.

Beschreibung der Anordnung

Im Falle eines Unfalls wird, um die Dauer des Unfalls und die damit verbundenen möglichen radioaktiven Freisetzungen zu begrenzen, die Kapazität der GCTa-Ventile zur Dampfableitung in die Atmosphäre erhöht, um den Reaktor schneller zu kühlen. Zu diesem Zweck wird der interne Aufbau des GCTa-Ventils verändert.

Senkung des Radioaktivitätsgrenzwerts für das Wasser im Primärkreislauf

Beschreibung der Maßnahme

Durch betriebliche Maßnahmen wird die maximale Jod-131-Konzentration im Wasser des Primärkreislaufs bei Leistungstransienten 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 verringern, einschließlich des schwerwiegendsten Unfalls, nämlich des Dampferzeugerrohrbruchs.

423 BELASTUNGEN

4231 Allgemeiner Rahmen des Themas

Kernkraftwerke sind so ausgelegt, dass sie vor internen oder externen Einwirkungen geschützt sind, die auf natürliche Phänomene 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 Beanspruchungen unter Berücksichtigung des Stands der Technik und des aktuellen Wissensstands neu bewertet, insbesondere unter Einbeziehung der Schlussfolgerungen aus den Berichten 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 diesen dauerhaft aufrechtzuerhalten. 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, Verstopfungen, 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 Untersuchungen unter Berücksichtigung der von **der WENRA**¹³ festgelegten internationalen Standards durchgeführt. In der Praxis werden die Anforderungen an die Sicherheitsanalyse dadurch noch strenger:

- Durchführung von Sensitivitätsanalysen, bei denen Ausfälle von Anlagen und Einwirkungen kumuliert werden.
- Berücksichtigung einer verzögerten Reaktionszeit des Betreibers.
- Analyse des Verhaltens der Anlage bei extremen klimatischen Einwirkungen, die seltener als einmal alle 10.000 Jahre auftreten.

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

4232 Veranschaulichung der wichtigsten Maßnahmen

Schutz vor Brandgefahr: Umwicklung von Kabeln und Austausch bestimmter Anlagen durch solche mit höherer Brandschutzklasse, um die Brandabschnittsbildung zu verbessern.



Verbesserung der Feuerwiderstandsfähigkeit von Brandabschnittsbildnern oder Kabeln



Pädagogische Aspekte

Im Rahmen der 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 Anordnung

Die geplanten Bestimmungen ermöglichen es, die Feuerwiderstandsfähigkeit bestimmter Bauteile (Brandschutztüren, Brandabschnittselemente, Brandschutz für elektrische Kabel usw.) zu verbessern oder das Ausmaß bzw. die Intensität möglicher Brände zu verringern. Diese Maßnahmen bestehen insbesondere darin, Brandabschnittselemente (z. B. Brandschutztüren) durch Elemente mit höherer Feuerwiderstandsfähigkeit zu ersetzen. Sie umfassen außerdem den Schutz von Kabeln durch feuerfeste Umwicklungen oder die Verringerung der Brandlasten.

¹³ WENRA: Verband der Atomaufsichtsbehörden der westeuropäischen Länder (Western European Nuclear Regulators Association)

Schutz vor der Gefahr einer „Explosion“

- Verbesserung der Erdbebbensicherheit des Belüftungssystems in den Batterieräumen, 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 Wasserstoffdetektoren in den Räumen des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen (BAN).



Schutz vor dem Risiko „externe Überschwemmung“

- Schutz der Pumpstation vor Überschwemmung durch Umgehung des volumetrischen Schutzes mittels Einbau von Absperrvorrichtungen oder mobilen Schutzvorrichtungen.



Schutz vor dem Risiko „Hitzewellen“

Nach den Hitzewellen der Jahre 2003 und 2006 hat EDF das Projekt „Grands Chauds“ ins Leben gerufen, um den Temperaturentwicklungen bis zum Jahr 2030 Rechnung zu tragen. Dabei wurden insbesondere zwei Lufttemperaturstufen definiert, denen die Anlagen gewachsen sein müssen:

- Die Langzeittemperatur (TLD), die anstelle der bei der ursprünglichen Auslegung berücksichtigten Temperaturen für die Überprüfungen zur Neudimensionierung herangezogen wird. Sie entspricht einer auf die nächsten 30 Jahre hochgerechneten Höchsttemperatur, bei der für alle sicherheitsrelevanten Komponenten akzeptable Umgebungsbedingungen herrschen. Die für den Standort Dampierre-en-Burly festgelegte Langzeittemperatur (TLD) der Luft beträgt 34 °C.
- Die Ausnahmetemperatur (TE), die für Untersuchungen zur Hitzewellenbelastung verwendet wird, um die Grenzen des Anwendungsbereichs zu bemessen. Die für den Standort Dampierre-en-Burly festgelegte TE der Luft beträgt 43 °C.

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

- Anpassung der Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher zur Verbesserung der Kühlung durch die Kaltwasserquelle (Loire).
- Austausch oder Schutz temperaturempfindlicher Geräte durch Hitzeschilder: Ventile am Dieselaggregat, Stromwandler, Kabel, Sensoren, Brandmeldezentrale usw.
- Ergänzung oder Austausch von Kühlaggregaten (*siehe unten*).
- Notstromversorgung und seismische Verstärkung von Lüftungskreisläufen.



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



Austausch von Kälteaggregaten



Pädagogische Aspekte

Nach der Hitzewelle im Sommer 2003 hat EDF einen Aktionsplan auf den Weg gebracht, der insbesondere Folgendes umfasst:

- Technische Maßnahmen wie die Erhöhung der Kapazitäten der Kühlaggregate, die Installation zusätzlicher Klimaanlage sowie Anpassungen an den Anlagen, um deren Betriebssicherheit auch 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“).

Beschreibung der Maßnahme

Im RP4 900 werden neue, leistungsstärkere Kühlaggregate installiert, um eine höhere Kühlleistung für das Reaktorgebäude (BR) und das Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen (BAN) zu gewährleisten.

Schutz vor dem Risiko „Starke Winde und durch starke Winde verursachte herumfliegende Gegenstände“ (PGGV)

- Ersatz der Lüftungsgitter durch robuste Gitter, die Tornado-Windgeschwindigkeiten in der Größenordnung von 150 km/h standhalten, um die Sicherheitsausrüstung im Inneren der Pumpstation zu schützen.



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

und



Pädagogische Aspekte

Im Rahmen der³periodischen Überprüfung (RP3 900) hat EDF die Widerstandsfähigkeit seiner Anlagen gegenüber möglichen herumfliegenden Gegenständen bei starken Windböen verbessert. Bei der RP4 900 wurden die Windgeschwindigkeiten für die Anlagen des „Kernbereichs“ bis auf Tornado-Niveau neu bewertet.

Beschreibung der Maßnahme

Die Anordnung sieht vor, an bestimmten Lüftungsöffnungen oder sicherheitsrelevanten Anlagen „geschmusschutzgitter“ anzubringen.

Schutz vor Erdbebenrisiken

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 Erdbeben, neue Erdbeben) neu bewertet, wobei gegebenenfalls Verstärkungsmaßnahmen durchgeführt werden.

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi (2011) wurde ein Erdbebenrisiko der Kategorie „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).

Das bewertete SND-Spektrum wird für den Standort Dampierre-en-Burly im relevanten Frequenzband der Bauwerke des Kernkraftwerksgeländes weiterhin vom Auslegungsspektrum (SDD) abgedeckt. Es sind keine zusätzlichen Maßnahmen erforderlich.

Schutz vor dem Risiko „Blitzschlag“

Das für RP4 900 geltende Sicherheitsanforderungsreferenzsystem enthält neue Anforderungen, die darauf abzielen, im Falle eines Blitzeinschlags das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Blöcke zu gewährleisten und radioaktive Freisetzungen zu begrenzen, wobei mögliche durch den Blitz ausgelöste Effekte berücksichtigt werden.



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 sicherzustellen.



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 Hilfstransformatoren überschreiten könnten. Sie ermöglichen es, die Fehlerenergie zur Erde abzuleiten.

Erkenntnisse aus 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 breiteren Anwendungsbereich durchzuführen. So wird ab der³periodischen Überprüfung der 1300-MWe-Kraftwerke ein probabilistischer Ansatz in den Nachweis der nuklearen Sicherheit für bestimmte Einwirkungen eingeführt. Der RP4 900 markiert einen weiteren Meilenstein in diesem Prozess mit dem Übergang zur Durchführung probabilistischer Sicherheitsanalysen für ein breites Spektrum von Einwirkungen: Brand, Erdbeben, interne Überschwemmung, Hochwasser, Meeresspiegelanstieg, interne Explosion.

Die Einwirkungen, die maßgeblich zum Risiko einer Kernschmelze beitragen, sind Brände im Elektroraum sowie Erdbeben.

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

- Die Änderung der Steuerungs- und Regelungstechnik der Ventile des Druckhalters des Primärkreislaufs, um deren Öffnung im Falle eines durch einen Brand ausgelösten Fehlalarms zu verhindern.
- Der Beitrag der Einrichtung des „Noyau Dur“ (Notdiesel, Notwasserversorgung, Steuerung und Regelung des „Noyau Dur“) zur Widerstandsfähigkeit der Anlage gegenüber Störfällen wird in Phase B vervollständigt.



424 LAGERBECKEN FÜR ABGEBRANNTEN -BRENNSTOFF

424.1 Allgemeiner Rahmen des Themas

EDF hat sich zum Sicherheitsziel gesetzt, die Brennstoffelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und bei Verlust der Kühlung unter Wasser zu halten.

Die Sicherheit der Brennelement-Lagerbecken wurde neu bewertet:

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

Deterministische Untersuchungen haben gezeigt, dass die Sicherheitskriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Unfallauslöser dank der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind.

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

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

- Hinsichtlich des Risikos einer versehentlichen Entleerung des Brennstoffbeckens: automatische Absperrung der Ansaugleitung 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 Abbildungen der wichtigsten Maßnahmen

Brand

Um im Brandfall den Ausfall beider Kühlkreisläufe¹⁴ zu vermeiden, hat EDF die Installation einer Flammenschutzvorrichtung vorgesehen, die das Risiko einer Brandausbreitung von einer Pumpe des Kühlkreislaufts auf die andere ausschließt.



Kühlung des „PTR bis“-Beckens

Im Rahmen der nach Fukushima getroffenen Maßnahmen ermöglicht die diversifizierte Wasserquelle (SEG) die Wassernachspeisung des Beckens im Brennelementgebäude.



Beim RP4 900 ermöglicht ein neues mobiles Kühlsystem (PTR bis) für das Lagerbecken eine Diversifizierung der Kühlquelle und gewährleistet im Falle eines Ausfalls des Kühlkreislaufts im Normalbetrieb die Rückkehr zu einer Kühlsituation des Brennelementlagers ohne Siedevorgänge. Diese Art der Auslegung ermöglicht es, die Konstruktion der 900-MWe-Reaktoren an die der EPR-FLA3-Reaktoren anzunähern.



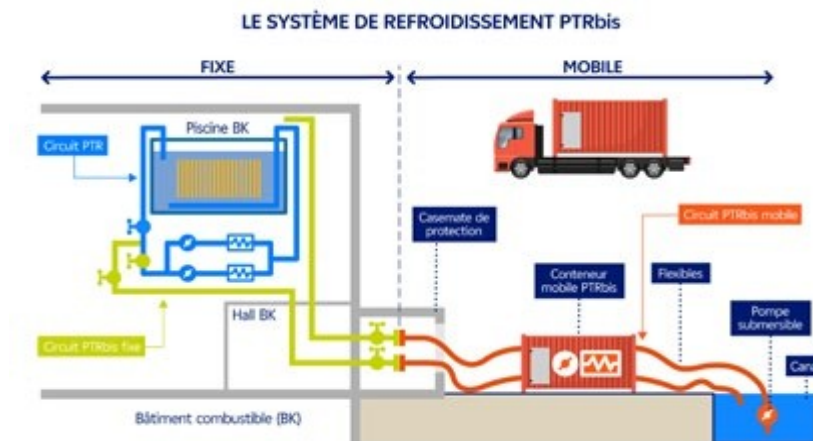
Einführung eines neuen, diversifizierten mobilen Kühlsystems: PTR bis

Lernziele

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 Becken befindlichen Brennelemente durch Verdampfung des Beckenwassers abgeführt. Die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems (JPI) in einer Zusatzkonfiguration für das Brennelementbecken verhindert, dass die Brennelemente während der gesamten Dauer des Transienten ungeschützt bleiben. Die Rückkehr zur Kühlung des Brennelementbeckens wird durch die Wiederinbetriebnahme eines Kühlkreises des PTR-Systems gewährleistet.

Beschreibung der Anordnung

Die Hinzufügung einer „PTR-bis“-Vorrichtung zielt darauf ab, das Management von Situationen mit Kühlungsausfall im Brennelementbecken zu verbessern, indem zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen ein weiteres Mittel zur Kühlung des Brennelementbeckens bereitgestellt wird, das auf einer diversifizierten mobilen Kältequelle basiert. Dieses PTR-bis-System umfasst mobile Geräte (in der Abbildung rot dargestellt), die von der Nuklearen Schnelleinsatztruppe (FARN) zum Standort transportiert und in Betrieb genommen werden. Diese Geräte sind über ortsfeste Rohrleitungen (in der Abbildung grün dargestellt), die an der Fassade des Brennelementgebäudes münden, mit dem Brennelementbecken verbunden. Sowohl die mobilen Geräte als auch die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass sie den Transport und den Einsatz vor Ort vereinfachen und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglichen.



¹⁴ Die Kühlung des Brennelementbeckens wird durch zwei zu 100 % redundante Kühlleitungen (Pumpen und Rohrleitungen) gewährleistet, die jeweils als Notfallsystem dienen, falls die andere ausfällt. Der Ausfall beider Leitungen würde daher die Kühlung des Brennelementbeckens durch dieses System verhindern.

Auswirkungen der Übertragung der Unfallszenarien des EPR FLA3 auf die Kraftwerke der 900-MWe-Klasse

Die Bewertung des Verhaltens der Brennelementbecken der 900-MWe-Kraftwerke hinsichtlich der für den EPR FLA3 ausgewählten Unfallszenarien, die bei der ursprünglichen Auslegung nicht berücksichtigt wurden, hat gezeigt, dass sie derzeit ein gutes Maß an Robustheit aufweisen. Um diese noch weiter zu verbessern, wird die automatische Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des normalen Kühlkreislaufs des Brennelementbeckens doppelt ausgeführt.



425 UNFÄLLE MIT KERN -SCHMELZE

425.1 Allgemeiner Rahmen des Themas

Im Rahmen des RP4 900 ist es das Ziel von EDF, bei Unfällen 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 im Reaktorgebäude einzudämmen, und zwar durch:

- Die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes durch dessen Verteilung und erneute Überflutung.
- Die Ableitung der Restleistung aus dem Kern ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters (sogenannte U5-Vorrichtung).



Diese „Noyau Dur“-Maßnahmen tragen ebenfalls dazu bei, die radiologischen Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze erheblich zu begrenzen.

425.2 Abbildungen der wichtigsten Maßnahmen

Maßnahme 1: Stabilisierung und Kühlung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes

Ergänzend und im Anschluss an die Anweisung der ASNR wird EDF eine zusätzliche Maßnahme umsetzen, die eine mittel- bis langfristige Wasserzufuhr in den Boden des Sicherheitsbehälters mittels mobiler Anlagen ermöglicht, um die Kühlung des Coriums im Falle einer Abschaltung oder Nichtverfügbarkeit des EAS-ND aufrechtzuerhalten.



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

Erläuterungen

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 der Fundamentplatte⁽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.

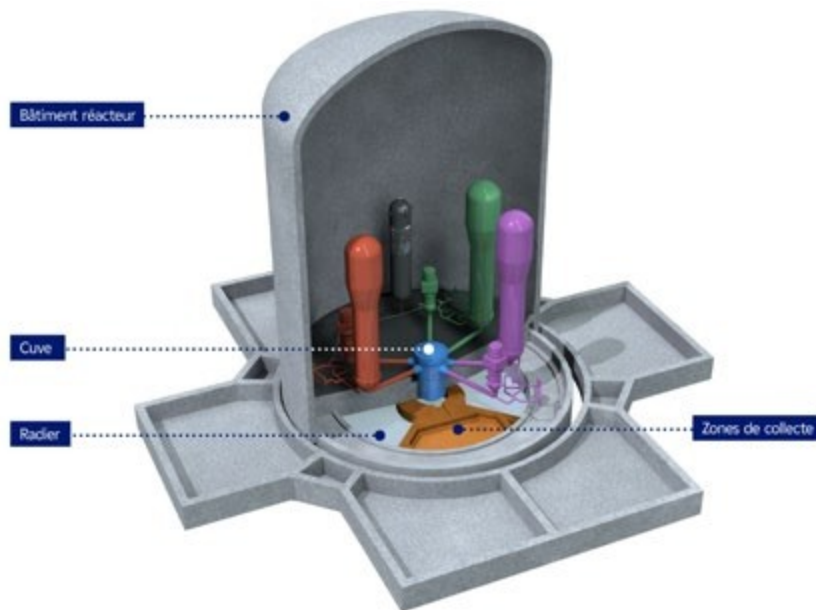


⁽¹⁾ : Corium ist ein metallisch-mineralisches Magma, das aus geschmolzenen Bestandteilen des Kernreaktorkerns sowie aus Mineralien besteht, die es auf seinem Weg aufnehmen kann.

⁽²⁾ : Das Reaktorgebäude ruht auf einem Fundament in Form einer mehrere Meter dicken Betonplatte.

Beschreibung der Anordnung

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



Einrichtung eines Kühlsystems für das Corium „EAS-ND-System“

Pädagogische Aspekte

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze könnte nach dem Durchbruch des Reaktorbehälters, der Ausbreitung und dem Überfluten 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.



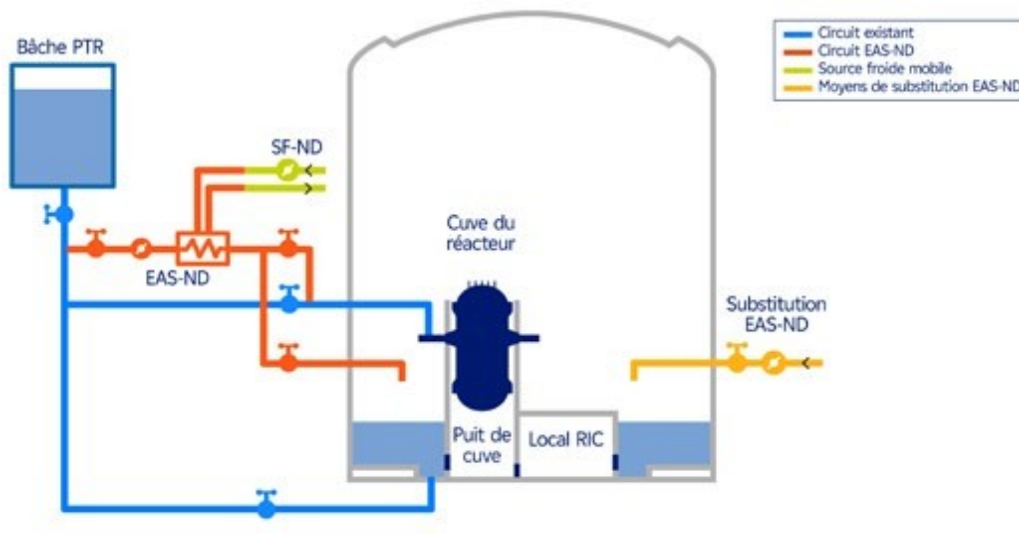
Beschreibung des Aufbaus

Die „EAS-ND“-Maßnahme ermöglicht es, die Restleistung des Coriums abzuleiten, ohne den Druckentlastungsfilter des Sicherheitsbehälters zu öffnen, wenn die Sicherheitssysteme ausfallen. Diese Maßnahme umfasst:

- Eine Pumpe (die vom Dieselgenerator DUS gespeist wird), die entweder im Direkteinspritzbetrieb vom PTR-Tank in den Primärkreislauf oder im Umwälzbetrieb aus den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes betrieben werden kann.
- Einen Wärmetauscher, der die Wärmeabfuhr aus dem von der Pumpe (EAS-ND) geförderten Primärmedium an die „Noyau Dur“-Kältequelle (SF-ND) ermöglicht.
- Eine „Noyau Dur“-Kühlquelle (SF-ND), bestehend aus einer mobilen Pumpanlage, die von der FARN transportiert 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 die Befüllung der Sumpfbecken des Reaktorgebäudes, die zur Stabilisierung des Coriums erforderlich sind.

REFROIDISSEMENT EN SITUATION DE FUSION DU CŒUR



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

Das Corium-Kühlsystem des „harten Kerns“ („EAS-ND“) ist nach sehr hohen Anforderungen hinsichtlich Dichtheit, Strahlungsbeständigkeit und Hochtemperaturbeständigkeit ausgelegt. Dennoch berücksichtigt EDF im Rahmen eines vorsichtigen Auslegungskonzepts und als Folge der Umsetzung der Bestimmungen des RP4 900 mögliche Wasserleckagen aus dem Kühlsystem, indem diese Leckagen aus dem „Noyau Dur“-Kreislauf gesammelt und in das Reaktorgebäude zurückgeführt werden.



Rückführung möglicher 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; im Falle von Leckagen könnte es jedoch zu einer Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des BK kommen, was das Risiko radioaktiver Freisetzungen birgt.

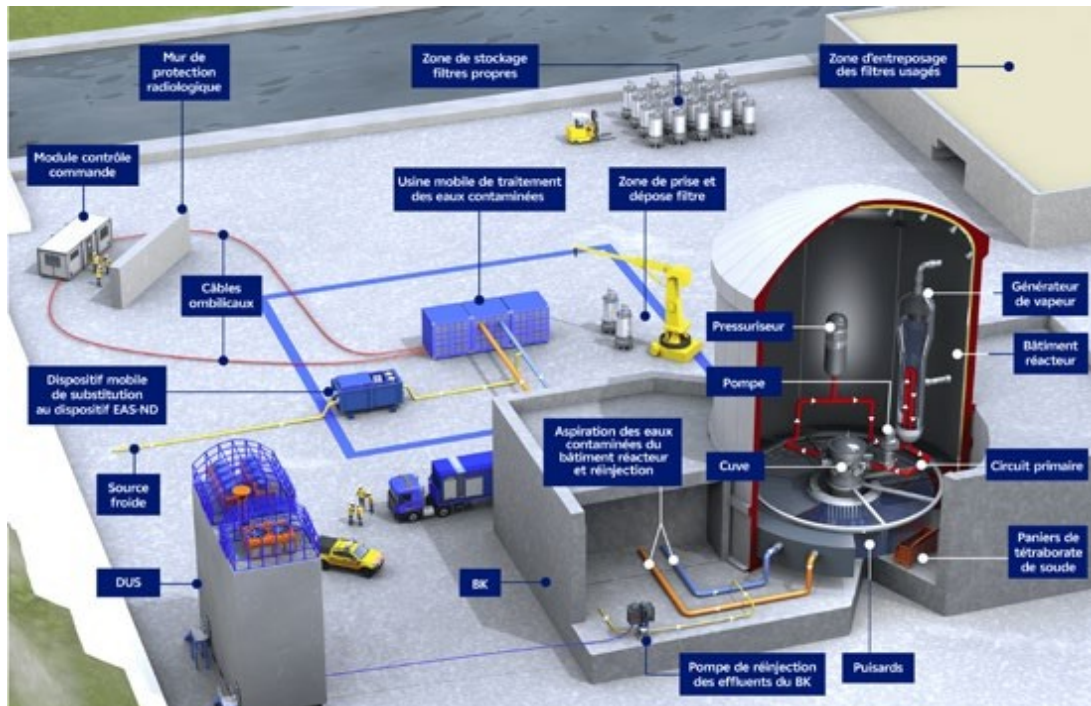
Beschreibung der Anordnung

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

Teil 3 der Maßnahmen: Dekontamination des Wassers im Reaktorgebäude

Die Strategie für den Umgang mit dem durch eine Kernschmelze kontaminierten Wasser aus den Reaktorkreisläufen besteht darin, es im unteren Bereich des Reaktorgebäudes einzuschließen.

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



5

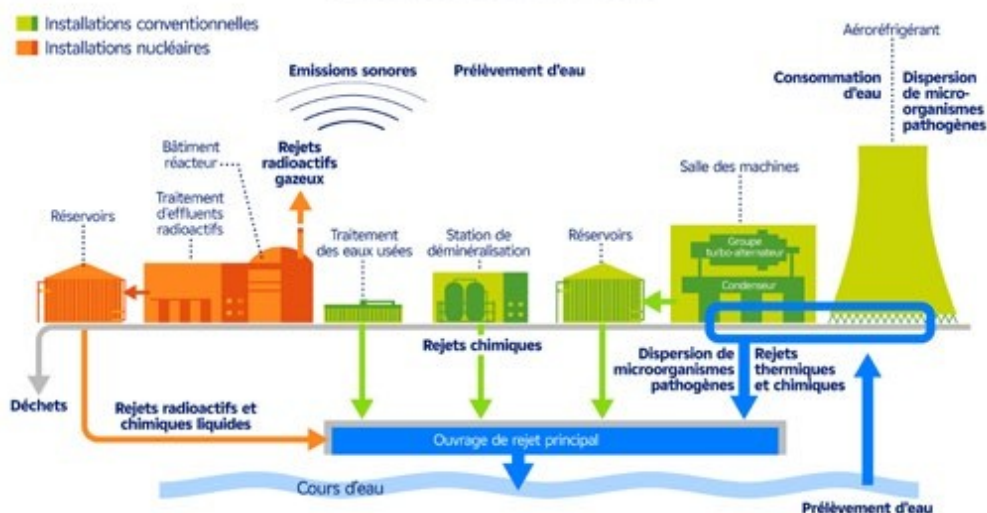
Teilbereich „Belästigungen“ der Überprüfung von Dampierre 3

Dieser Teil der regelmäßigen Überprüfung von Dampierre 3 betrifft die Beherrschung der Nachteile, die durch den Normalbetrieb der Anlage aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen, Abfällen sowie der damit verbundenen möglichen Belästigungen (Verbreitung von Mikroorganismen, Lärm, Vibrationen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen) entstehen.

Diese Nachteile sind Gegenstand behördlicher Vorschriften, in denen insbesondere einzuhaltende Grenzwerte festgelegt sind. Diese Grenzwerte gelten für den gesamten Standort, weshalb sich die meisten der im Folgenden dargestellten Schlussfolgerungen auf das gesamte Kraftwerk beziehen und nicht nur auf Reaktor Nr. 3.

Das nachstehende vereinfachte Schema stellt die mit dem Normalbetrieb eines Reaktors im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly (mit „geschlossenem“ Kühlkreislauf) verbundenen Nachteile dar.

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



Gemäß den behördlichen Anforderungen umfasst der Abschnitt „Nachteile“ der Überprüfung:

- Einerseits eine Bestandsaufnahme der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie die Erfahrungen aus ihrem Betrieb im vergangenen Jahrzehnt.
- Andererseits die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt, einschließlich der Auswirkungen auf den Klimawandel und dessen Folgen.

5.1 Maßnahmen im Hinblick auf die geltenden Vorschriften und die Erfahrungsauswertung

Die Konformität der Ausrüstung und der Tätigkeiten der Anlage wird bei der regelmäßigen Überprüfung anhand der geltenden behördlichen Anforderungen beurteilt. Diese Analyse wird durch die Auswertung der Erfahrungen aus zehn Betriebsjahren ergänzt, wobei sowohl bedeutende Ereignisse als auch die Kontrolle der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs, der Einleitungen, der Umweltbelastungen und der Abfallbewirtschaftung berücksichtigt werden.

5.1.1 EINHALTUNG DER GESETZLICHEN VORSCHRIFTEN ()

Die wichtigsten Rechtsvorschriften speziell zu den Belastungen sind das Umweltgesetzbuch, der INB-Erlass, die generischen Entscheidungen der ASNR zur Abfallentsorgung, die Begrenzung von Umweltbelastungen sowie der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt und die für die vier Reaktoren des Kraftwerks Dampierre-en-Burly geltenden Einzelentscheidungen der ASNR bezüglich der Modalitäten und Grenzwerte für Wasserentnahmen und Einleitungen.

Ergänzend zu den jährlichen Überprüfungen im Rahmen der ISO 14001-Zertifizierung des Umweltmanagementsystems am Standort Dampierre-en-Burly wurde im September 2020 im Rahmen des RP4 900 eine umfassende Bestandsaufnahme des Zustands der Einhaltung der Vorschriften durchgeführt.

Von insgesamt rund 4.000 Anforderungen wurden im Bereich des Compliance-Managements zwölf kritische Anforderungen identifiziert: Diese sind Gegenstand von Maßnahmen, die vom Standort Dampierre-en-Burly verfolgt werden, und keine davon fällt in den Bereich der Mängel oder hat Auswirkungen auf die geschützten Interessen.

Im Rahmen des RP4 900 im August 2022 durchgeführte Kontrollen haben bestätigt, dass die vorgeschriebenen Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen für Anlagen, die für den Schutz der Interessen vor Nachteilen (EIPi) von Bedeutung sind, ordnungsgemäß umgesetzt wurden.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung von Dampierre 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 ERFAHRUNGEN UND WICHTIGSTE MASSNAHMEN ZUR KONTINUIERLICHEN VERBESSERUNG

Bedeutende Ereignisse

Zwischen 2012 und 2021 hat das Kraftwerk Dampierre-en-Burly im Rahmen der Überprüfung 38 bedeutende Umweltvorfälle, 4 bedeutende Sicherheitsvorfälle und 2 bedeutende Transportvorfälle im Zusammenhang mit Beeinträchtigungen erfasst. Sie alle hatten keine wahrnehmbaren Auswirkungen auf die Umwelt. Sie führten jeweils zur Umsetzung von Korrektur- und Vorbeugungsmaßnahmen, deren Wirksamkeit überprüft wurde. Diese Analyse der Betriebserfahrungen aus zehn Jahren bestätigt, dass das Management bedeutender Ereignisse ordnungsgemäß in das Managementsystem des Kraftwerks Dampierre-en-Burly integriert ist.

Wasserentnahme und -verbrauch

Über einen Zeitraum von 10 Jahren blieben die Wasserentnahmen und der Wasserverbrauch des Kraftwerks im Durchschnitt stabil. Zwischen 2012 und 2021 entnahm das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly für den Betrieb der vier Reaktoren vom Typ 900 MWe durchschnittlich 187 Millionen m³ Wasser pro Jahr aus der Loire. Dieses Wasser wurde zu 72 % wieder in die Loire zurückgeleitet, der Rest ging fast vollständig durch atmosphärische Verdunstung über die Kühltürme verloren.

Einrichtung einer mobilen Kläranlage

Pädagogische Aspekte

Eine gute Wasserqualität im Sekundärkreislauf ist unerlässlich, um Korrosionserscheinungen an den darin befindlichen Metallen zu begrenzen. Bei der Wiederinbetriebnahme der Reaktoren ist es daher notwendig, einen erheblichen Teil des Wassers im Sekundärkreislauf durch die Zugabe von entmineralisiertem und aufbereitetem Wasser zu erneuern, um die erforderliche Wasserqualität zu erreichen.

Beschreibung der Anordnung

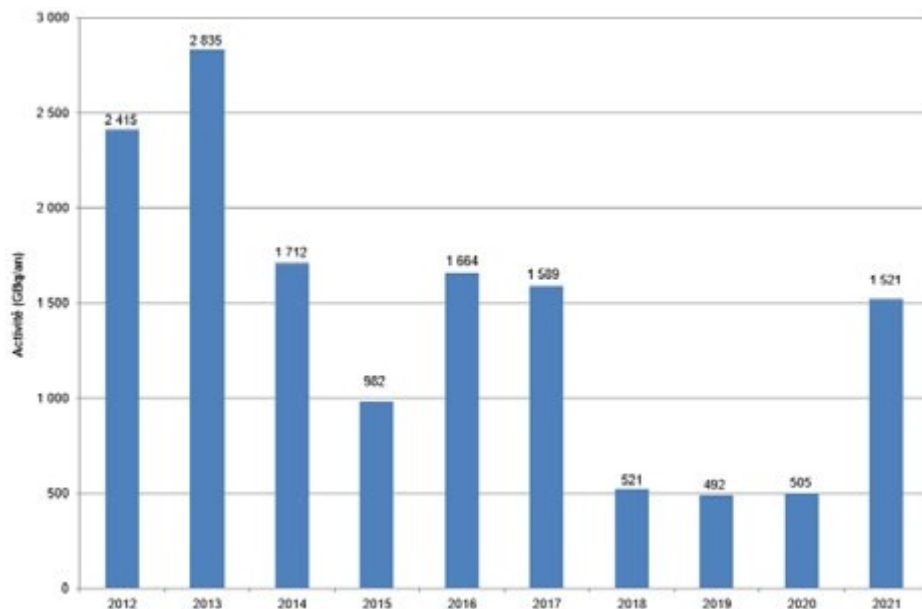
Zwischen 1999 und 2014 wurden die vier Reaktoren des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly mit einer mobilen Wasseraufbereitungsanlage ausgestattet, die über eine dauerhafte Verbindung an den Sekundärkreislauf angeschlossen werden kann. Bei der Wiederinbetriebnahme der Reaktoren ermöglicht diese mit verschiedenen Filterstufen ausgestattete Anlage, sehr schnell die richtigen Eigenschaften des Wassers im Sekundärkreislauf zu erreichen, wodurch sowohl die Wasserzugaben als auch die Ableitung von Abwasser aus dem Sekundärkreislauf deutlich reduziert werden. Dies trägt somit dazu bei, die für den industriellen Verbrauch entnommene Wassermenge zu verringern.



Bilanz der Abwasserableitungen

Die Analyse der radioaktiven und chemischen Abwasserableitungen des Kraftwerks über einen Zeitraum von 10 Jahren zeigt insgesamt eine allgemeine Stabilität auf niedrigem Niveau, was auf die Optimierung der Betriebsabläufe und verschiedene umgesetzte Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung zurückzuführen ist, zum Beispiel:

- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen und der Kreisläufe, in denen radioaktive Gase transportiert werden, sowie gegebenenfalls zur Verringerung der Aktivität der Radionuklide durch Aufschub ihrer Ableitung ermöglichen es, die Ableitung radioaktiver Gase auf einem relativ niedrigen und stabilen Niveau zu halten, wie die folgende Abbildung verdeutlicht:

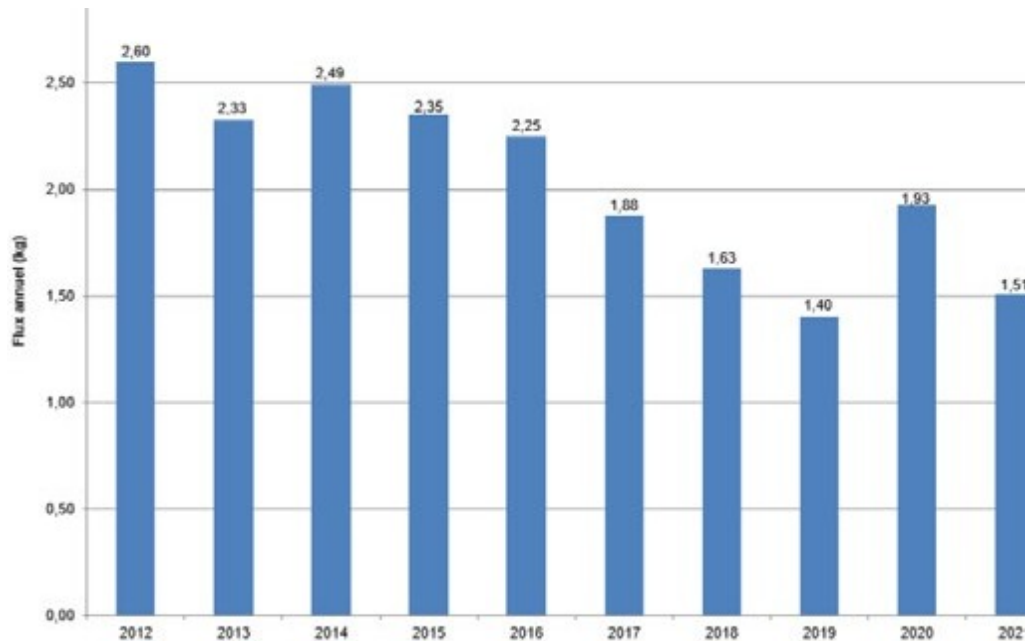


In die Atmosphäre freigesetzte Aktivität in Edelgasen im Zeitraum 2012–2021 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

- Um die Kapazitäten zur Aufbereitung radioaktiver Abwässer während der Stillstandszeiten zu erhöhen und die Widerstandsfähigkeit gegenüber unvorhergesehenen Ereignissen zu verbessern, wurde der Standort 2019 mit einem mobilen Abwasseraufbereitungssystem ausgestattet.



- Die jährlichen Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly sind im betrachteten Zeitraum insgesamt rückläufig, seit 2011 die Einleitungsstelle für Hydrazin am Entgaser der Notstromversorgung der Dampferzeuger (ASG) umgerüstet wurde.



Jährliche Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021

- Um das Risiko der Vermehrung von Legionellen und Amöben zu verhindern, das durch die Erwärmung des Wassers in den Kühlkreisläufen der Kondensatoren entsteht, verfügt das Kernkraftwerk über Anlagen zur bioziden Behandlung.
- Um die Freisetzung von Kupfer und Zink aufgrund des inneren Abriebs der Messingkondensatorrohre zu begrenzen, hat das Kernkraftwerk Dampierre im Jahr 2000 den Kondensator des Reaktors Nr. 3 saniert.
- Im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses wird derzeit im gesamten Kraftwerk schrittweise die Ethanolamin-Behandlung des Wassers in den Sekundärkreisläufen der Reaktoren als Ersatz für Morphinol eingeführt. Diese effizientere Maßnahme führt zu geringeren und biologisch abbaubaren Einleitungen. Im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly wurde die Umstellung auf die Ethanolamin-Aufbereitung am 4. Oktober 2024 abgeschlossen und ist derzeit in allen Reaktoren des Kraftwerks in Kraft.
- Um die Freisetzung von radioaktivem Iodgas aus als risikobehaftet identifizierten Räumen in die Atmosphäre zu verhindern, wird vorgeschlagen, diese Räume an eine Abluftanlage mit Iodfalle anzuschließen.

Bilanz der Wärmeabgaben

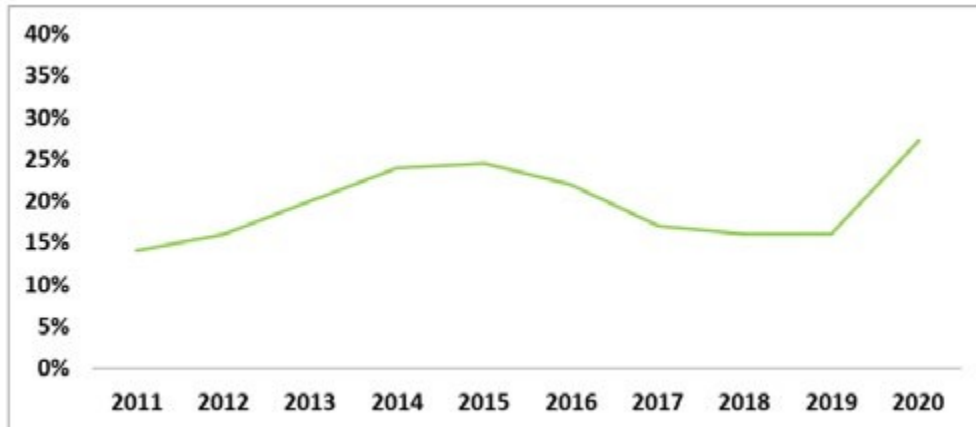
Über den Zeitraum von zehn Jahren entsprechen die Abgaben den gesetzlichen Vorschriften; die maximale Erwärmung zwischen stromaufwärts und stromabwärts nach der Vermischung beträgt 0,91 °C. EDF hat im Jahr 2013 Messungen zur Überwachung der Wärmefahne durchgeführt. Der Einfluss der Wärmefahne ist an den Messstellen quer zur Loire sichtbar, wobei sich die Fahne auf den ersten Kilometern am rechten Ufer konzentriert und sich mit zunehmender Entfernung vom Kernkraftwerk allmählich ausbreitet, was keine besonderen Maßnahmen erfordert.

Eine auf IPCC-Daten basierende prospektive Studie, die im Rahmen des RP4 900 durchgeführt wurde, zeigt tendenziell eine Entwicklung der jährlichen Durchschnittslufttemperaturen zwischen +1,1 °C und +1,3 °C im Durchschnitt bis zum Jahr 2035. Die Entwicklung der jährlichen Durchschnittswerte der Wassertemperaturen dürfte bis zum Jahr 2035 wahrscheinlich unter +1 °C liegen. Die Entwicklung der durchschnittlichen jährlichen Abflussmengen der Loire bei Gien zeigt bis zu diesem Zeitpunkt einen rückläufigen Trend in der Größenordnung von durchschnittlich -10 %. Diese Entwicklungen erfordern keine

zusätzlichen Maßnahmen hinsichtlich der „Nachteile“.

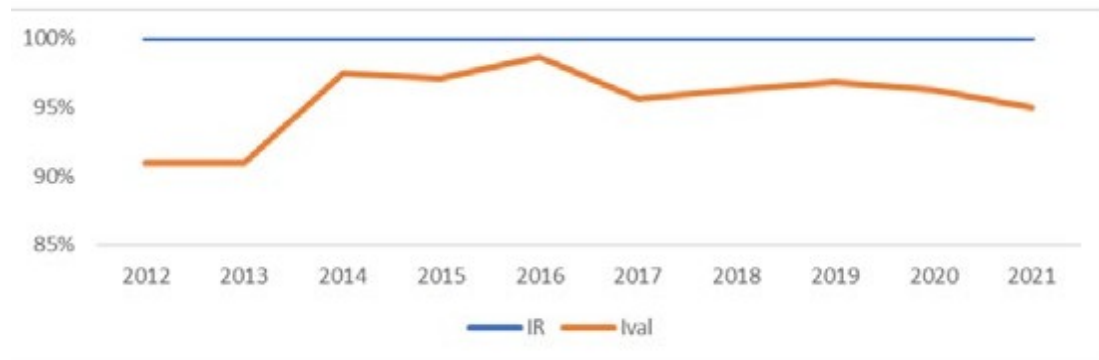
Abfallbilanz

Im Bereich der Abfallentsorgung war der Zeitraum 2012–2021 durch die Einführung von Maßnahmen zur Verbesserung der Kontrolle über die Lagerung von konditionierten oder in der Konditionierung befindlichen radioaktiven Abfällen gekennzeichnet. Ab 2015 führte die Entsorgung historischer Abfälle im Hinblick auf die Vorbereitung der Generalüberholung und der vierten zehnjährigen Inspektionen zu einer Verringerung der Lagerquote von Abfällen mit sehr geringer Aktivität im TFA-Bereich (siehe Grafik unten). Darüber hinaus führte die Einführung einer landesweiten Kampagne zur Entsorgung von ausrangierten Werkzeugen und Altabfällen insbesondere dazu, dass ab Oktober 2020 etwa zehn Container zu externen Abfallbehandlungsanlagen transportiert wurden.



Entwicklung der Massenauslastung des TFA-Bereichs im Zeitraum 2012–2021

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, siehe Grafik unten) erreicht.



Entwicklung der Verwertungsindikatoren für regulierte Abfälle (IR) und der „Grünen Liste“ (Ival)

Umweltmanagement

Die ISO 14001-Zertifizierung aller Kernkraftwerke, einschließlich des Kraftwerks Dampierre-en-Burly, 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 zu:

- zum Ersatz der verschiedenen IT-Anwendungen, mit denen die Umweltaktivitäten der Kernkraftwerksstandorte verwaltet wurden, durch das Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich von EDF (SIRENe).
- Zur Neugestaltung des Umweltreferenzrahmens.



Umweltüberwachung

Seit der Inbetriebnahme der EDF-Kernkraftwerke wurde ein Umweltüberwachungsprogramm eingerichtet, und EDF setzt einen Prozess zur Verbesserung der Umweltüberwachungsmaßnahmen um. Es werden tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen des terrestrischen Ökosystems, der Umgebungsluft, der Oberflächengewässer und des Grundwassers durchgeführt: Jedes Jahr führt das Kraftwerk Dampierre-en-Burly mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse an die Behörden weitergeleitet und in Dokumenten oder Informationsmaterialien für die Öffentlichkeit verwendet werden.

Artenvielfalt

Als Nutzer von Land- und Gewässernaturräumen sowie als Grundstückseigentümer ist EDF unmittelbar von Fragen der Biodiversität betroffen. Das Kraftwerk Dampierre-en-Burly engagiert sich für den Erhalt der lokalen Biodiversität im Rahmen einer proaktiven Politik zur Erweiterung des Wissens sowie zum Schutz von Fauna und Flora: So wurden beispielsweise seit 2019 Bienenstöcke auf dem Gelände aufgestellt.



Im Jahr 2018 wurde im Rahmen des 4.° RP 900 durchgeführt, die zeigt, dass sich der Kernkraftwerksstandort inmitten von anthropogen geprägten und naturnahen Lebensräumen befindet, dass die ökologischen Herausforderungen auf dem Gelände auf die nicht industrialisierten Bereiche beschränkt sind, in denen die Pflege wichtig ist, und dass sich die Lebensräume mit ökologischer Bedeutung außerhalb des Geländes am Ufer der Loire befinden, auf relativ großflächigen, naturnahen Gebieten (Auenwälder), die hochwertige ökologische Korridore bilden.

52 Maßnahmen zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile

Gemäß dem INB-Erlass und der „Umwelt“-Entscheidung der ASN¹⁵ wird im Rahmen des Teils „Nachteile“ der regelmäßigen Überprüfung ein Verfahren zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile durchgeführt, die die Anlagen für die geschützten Interessen darstellen.

Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der durch das Kraftwerk Dampierre-en-Burly verursachten Auswirkungen und Belastungen

Die Vermeidung und Minderung 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 Rechnung zu tragen. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, die darauf abzielt, unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Einschränkungen, der regulatorischen Anforderungen und der Kosten ein Gesamtoptimum zu definieren. Die Durchführung einer Technologiebeobachtung sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfäden haben es ermöglicht, die von EDF für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly getroffenen technischen und strategischen Entscheidungen zu validieren: Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen lassen die Gesamtumweltsysteme des Kraftwerks den Schluss zu, dass alle umgesetzten Maßnahmen den besten verfügbaren Techniken gleichwertig sind.

¹⁵ Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 der ASN, konsolidiert am 5. Dezember 2016, bezüglich der Begrenzung von Belästigungen und der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch Kernkraftwerke der Grundausrüstung.

Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt

Die Analyse des chemischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kraftwerks basiert auf einem Vergleich der Werte chemischer, physikalisch-chemischer und biologischer Parameter, die über einen Zeitraum von 10 Jahren an Messstationen stromaufwärts und stromabwärts des Kraftwerks gemessen wurden. Die Auswertung aller Überwachungsdaten zur aquatischen Umwelt in der Umgebung des Standorts über den Zehnjahreszeitraum 2010–2019 lässt keine Auswirkungen des Kraftwerksbetriebs auf das Ökosystem der Loire erkennen und somit auch keine Notwendigkeit für spezifische Maßnahmen in diesen Punkten.

Die radioökologischen Untersuchungen von Boden und Wasser in der Umgebung des Kraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2010–2019 zeigen, dass die Radioaktivität überwiegend natürlichen Ursprungs ist (Kalium-40 und Beryllium-7). Die künstliche Radioaktivität ist hauptsächlich auf globale atmosphärische Niederschläge zurückzuführen (Atomtests in der Atmosphäre, Unfälle in den Kernkraftwerken Tschernobyl und Fukushima-Daiichi) sowie in geringerem Maße auf die genehmigten Einleitungen radioaktiver Abwässer durch die Kernkraftwerke Dampierre und Belleville-sur-Loire, die stromaufwärts an der Loire liegen. Die radioaktiven Einleitungen des Kraftwerks haben keinen nennenswerten Einfluss.

Das Grundwasser wird regelmäßig überwacht, wobei durchschnittlich mehr als 1.800 Analysen pro Jahr an 34 Piezometern durchgeführt werden. Einige chemische (Phosphate, Kohlenwasserstoffe) und radiologische (Tritium) Markierungen waren Gegenstand verstärkter Überwachungsmaßnahmen oder Korrekturmaßnahmen. Diese Markierungen wurden innerhalb des Standorts beobachtet, und die eingerichtete Überwachung hat es ermöglicht, sicherzustellen, dass sie lokal begrenzt sind. Was die Böden betrifft, so wurden Untersuchungsgebiete entsprechend den aktuellen und früheren Aktivitäten an der Oberfläche festgelegt. Zwischen 2011 und 2020 wurden 68 Bohrungen in Tiefen von bis zu 10 Metern durchgeführt, um Bodenproben zu entnehmen und chemische sowie radiologische Analysen durchzuführen: Es wurden einige unbedeutende chemische Markierungen festgestellt, die keine besonderen Maßnahmen erforderten.

Die Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte auf der Grundlage der Erfahrungen aus dem Zeitraum 2010–2019 bestätigte deren Vereinbarkeit mit den Betriebsbedingungen des Kraftwerks, mit Ausnahme der 24-Stunden-Grenzwerte für Gesamtmetalle, Kupfer und Zink, für die im Zusammenhang mit der Sanierung der Messingkondensatoren im Kernkraftwerk ein Antrag auf Genehmigung einer Änderung bei der französischen Atomaufsichtsbehörde (ASN) eingereicht wurde. Die neuen Entscheidungen zur Regelung der Ableitungen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly wurden von der ASN im September 2022 bekannt gegeben.

Darüber hinaus werden die Ableitungen radioaktiver Flüssigabfälle des Kraftwerks 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 hat der Standort gemäß den Bestimmungen für radioaktive Abfälle mehr als 24.000 Versandstücke verpackt. Etwa 2,6 % davon weisen Eigenschaften auf, die mit den Behandlungs- oder Endlagerungswegen nicht vereinbar sind. Sie waren Gegenstand einer gesonderten Untersuchung, die je nach Fall entweder zu einer erneuten Verpackung oder zur Berücksichtigung einer Abklingzeit führte, wobei ein Zeitplan für den frühestmöglichen Versand vom Standort festgelegt wurde.

Lärmemissionen

Im Februar 2016 wurde am Standort eine akustische Messkampagne durchgeführt. Im zeitlich anspruchsvollsten Zeitraum (22:00 bis 7:00 Uhr) bleibt der vom Kraftwerk im Vergleich zum Umgebungslärm verursachte zusätzliche Lärm (Emissionspegel) unter dem zulässigen Grenzwert. Die gesetzlichen Vorgaben werden eingehalten, zusätzliche Maßnahmen sind nicht erforderlich.

6

Aufrechterhaltung der der Anlagen

6.1 -Management, Alterung und Veralterung

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

- Der Altersbeherrschung von Systemen, Strukturen und Komponenten.
- Wartung.
- Der Umgang mit der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen.

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

- Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht austauschbarer Ausrüstungen nach 40 Jahren:



– In Bezug auf den Reaktorbehälter im Rahmen der 4-periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe

- » ist die für die vollständige Requalifizierung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) von Dampierre 3 durchgeführte Wasserdruckprüfung zufriedenstellend verlaufen.
- » 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 den spezifischen Untersuchungen für jeden einzelnen Reaktorbehälter auf der Grundlage der Ergebnisse der bei der VD4 durchgeführten Prüfungen.

» Durch die Einbringung von Hafnium, einem neutronenabsorbierenden Material, in die Brennelemente des Reaktors Dampierre 3 gegenüber den Bereichen des Reaktordruckbehälters, die der stärksten Neutronenbestrahlung ausgesetzt sind, lässt sich die vom Reaktordruckbehälter aufgenommene Neutronenfluenz (integrierter Neutronenfluss über die Betriebsdauer des Reaktors) reduzieren.

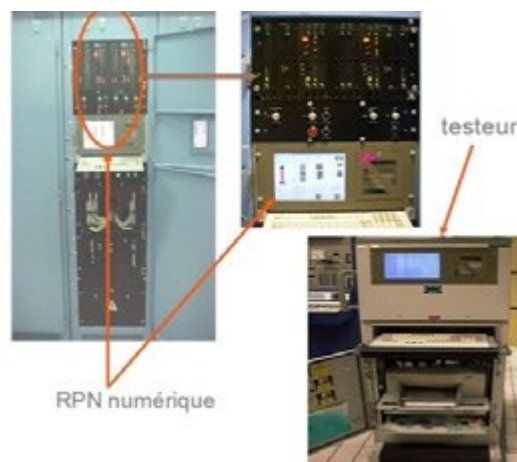


– Was die Sicherheitsbehälter betrifft, so wird deren mechanischer Zustand kontinuierlich durch Überwachungssysteme (z. B. Verformungsmessungen) überwacht und bei jeder zehnjährigen Inspektion einer Druckprüfung unterzogen. Diese Prüfung fand vom 11. bis 14. Januar 2024 am Sicherheitsbehälter von Dampierre 3 statt, wobei die Ergebnisse den Erwartungen entsprachen.

- Nachweis der Funktionsfähigkeit austauschbarer Komponenten nach 40 Jahren oder deren Austausch bzw. Sanierung.

Komponenten, deren Leistungsfähigkeit aufgrund ihrer Alterung nachlassen könnte und deren Ausfall Auswirkungen auf die Sicherheit haben kann, werden dokumentiert und regelmäßig aktualisiert: Alterungsanalyseblatt pro Komponente und Zusammenfassung der Eignung für den weiteren Betrieb pro Reaktor. In diesem Zusammenhang wurden im Rahmen der VD4 Inspektionen sowie Kontrollen und Wartungsmaßnahmen an den folgenden Systemen, Strukturen und Komponenten durchgeführt: Bauwerksstruktur, Leitsystem, für den Einsatz in nuklearen Umgebungen qualifizierte elektrische Kabel, elektrische Durchführungen, mechanische und elektromechanische Anlagen, elektrische Anlagen und Instrumentierung. Die aus den Ergebnissen dieser Studien abgeleiteten technischen Maßnahmen werden im Rahmen des RP4 900 umgesetzt, dessen zwei Hauptmaßnahmen im Folgenden vorgestellt werden.

Modernisierung des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN)



Pädagogische Aspekte

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

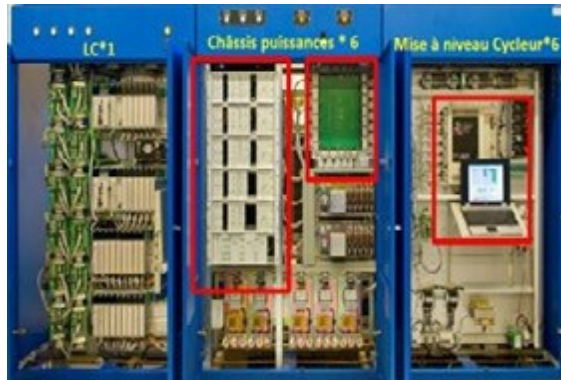


Beschreibung des Aufbaus

Ersatz der ursprünglichen analogen Steuerungs- und Regeltechnik 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.

Behebung der Veralterung oder des Ausfalls von Komponenten des Reaktor-Steuerstab-Regelsystems (RGL)



Beschreibung der Anordnung

Austausch der Regel- und Relaischränke 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 begonnenen Vorfalls „Spannungskorrosion“ an den Hilfsleitungen des Hauptprimärkreislaufs (CSC) wurden eine Strategie zur Behandlung im Kernkraftwerkpark und ein damit verbundenes Kontrollprogramm festgelegt, die in Absprache mit der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz. Die an den verschiedenen Reaktoren des Kraftwerksparks durchgeführten Gutachten haben gezeigt, dass die 900-MW-Reaktoren, wie beispielsweise die in Dampierre-en-Burly, kaum oder gar nicht anfällig für das Phänomen der Spannungskorrosion sind.

62 Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüst

Die Qualifizierung für Unfallbedingungen ist ein Verfahren, das gewährleisten soll, dass die erforderlichen Komponenten 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 Qualifizierung der Komponenten für Unfallbedingungen unter der Annahme einer Betriebsdauer von 40 Jahren festgelegt.

Das Industrieprogramm von EDF sieht im Rahmen der periodischen Überprüfung vor, nachzuweisen, dass die Qualifizierung der Ausrüstung für Störfallbedingungen auch nach 40 Jahren weiterhin gegeben ist, oder deren Austausch bzw. Sanierung vorzunehmen.

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

Was die elektrischen Anlagen betrifft, so wird die Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen durch verschiedene Nachweismethoden sichergestellt, die von der Analyse über die Probenentnahme zur Prüfung bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses abgestuften und umfassenden Vorgehens führt zu einer erheblichen Anzahl vorbeugender Austausche von Komponenten 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

Stromkreisen.



7

Fazit

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

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

Die Überprüfung wird fortgesetzt durch die Festlegung und Umsetzung der von EDF vorgesehenen Maßnahmen zur Erreichung der Ziele zur Verbesserung der Sicherheit, die anhand der folgenden vier Hauptthemenbereiche definiert wurden:

- **Unfälle ohne Kernschmelze:** Rückgang der radiologischen Folgen unter die Schwellenwerte für die Einleitung von Notfallschutzmaßnahmen für die Bevölkerung,
- **Extremereignisse:** Berücksichtigung von Extremereignissen höherer Schweregrade, insbesondere Dürre, Hitzewelle, Überschwemmung und Erdbeben, sowie Einrichtung von „Hard-Core“-Anlagen zur Stärkung der Widerstandsfähigkeit der Anlagen gegenüber extremen Ereignissen 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 frühe und umfangreiche Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

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

Darüber hinaus hat EDF eine Überprüfung der mit der Anlage verbundenen Belastungen (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 Dampierre-en-Burly wurden in den vergangenen Jahren Maßnahmen im Sinne der besten verfügbaren Techniken ergriffen. Zudem ergab die Analyse der chemischen, ökologischen und radiologischen Überwachungsdaten keinen signifikanten Einfluss der Anlage auf die Umwelt.

Schließlich umfasst die ⁴regelmäßige Überprüfung einen Teilbereich zur langfristigen Erhaltung der Anlagen: 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 des öffentlichen Anhörungsverfahrens wird EDF die beschlossenen Maßnahmen für die Fortsetzung der Überprüfung von Dampierre 3 während der nächsten planmäßigen Abschaltungen der Anlage umsetzen.

Glossar

AKRONYM	Bezeichnung
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	Blitzschlag-Auswirkungsanalyse
AIP	Für den Schutz von Interessen wichtige Tätigkeit
AMC	Massiver Zustrom von Ablagerungen (Äste, Laub, vom Fluss mitgeführte Gegenstände)
AN	Normaler Stillstand
ANCCLI	Nationaler Verband der lokalen Informationsausschüsse und -kommissionen
ANDRA	Nationale Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle
AN/GV	Normale Abschaltung der Dampferzeuger (GV)
AN/RRA	Normale Abschaltung der RRA
AP	Parkangelegenheit
APG	Entlüftungssystem für Dampferzeuger
API	Abschaltung wegen Wartungsarbeiten
API SO	Abschaltung für primäre Wartungsarbeiten – ausreichend geöffnet
APR	Stopp zum Nachladen

AKRONYM	Bezeichnung
APRP	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels
APRP 2A	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – doppelt ausgefahrener Schiebeverschluss
APRP BI	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – Zwischenbruch
ARE	Normales Versorgungssystem für die Dampferzeuger
ASG	Notstromversorgungssystem für Dampferzeuger
ASG-ND	Sekundärkühlsystem „Harter Kern“
ASN – ASNR	Behörde für nukleare Sicherheit / Seit dem 1 Januar 2025 hat die 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 ihre Arbeit aufgenommen. Sie ist aus der Fusion der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) und des Instituts für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) hervorgegangen.
ASNR	Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz
ATEX	Explosionsfähige Atmosphäre
ATWS	Anticipated Transient Without Scram (Transient ohne automatische Reaktorabschaltung)
BAC	Gebäude für die Klimatisierungseinrichtungen
BAN	Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
BK	Brennstoffgebäude
BL	Gebäude für die elektrischen 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 Blechkern
BPVA	Erweiterte Niederdruck-Dampfleitung
BR	Reaktorgebäude
BT	Niederspannung
BW	Gebäude mit den Nebenräumen des BR
Cb	Bor-Konzentration
CBAT	Betonrohr mit Blechkern
CC ND	Leitsystem „Hardcore“
CCL	Lokales Krisenzentrum
CDG	Falsche Positionierung, Absturz von Clustern oder einer Gruppe von Clustern
CDU	Einziges Ausfallkriterium
CEA	Kommissariat für Atomenergie und alternative Energien
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit
CEPP	Dichtungssystem der Primärpumpen
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CFI	Filtration des Kreislaufwassers
CLA	Wellen

AKRONYM	Bezeichnung
CNCE	Nationale Gesellschaft der Untersuchungsbeauftragten
CNDP	Nationale Kommission für öffentliche Debatten
CNI	Kette der nuklearen Instrumentierung – Mittelstufe
CNP	Nukleare Messkette – Leistungsstufe
CNPE	Kernkraftwerk zur Stromerzeugung
CNS	Kerntechnische Messkette auf Quellenebene
CPP	Hauptprimärkreis
CPY	Reaktorgruppe mit einer Leistung von 900 MWe und ähnlichem Design (umfasst die Baureihen CP1 und CP2)
CSA	Endlagerstätte „Centre de Stockage de l'Aube“ (ANDRA)
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreis
DA	Änderungsantrag
DAC	Verhaltensanalyseunterlagen
DAM	Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly
DAM 1, 2, 3, 4	Blöcke Nr. 1, Nr. 2, Nr. 3 und Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly
DAO	Optimales Überwachungssystem
DAPE	Unterlagen zur Eignung für die weitere Inbetriebnahme
DC	Ergänzender Bereich oder Ergänzende Bestimmung
DCA	Schockwellenschutzsystem
DCC-LH	Gemeinsame Fehlerursache bei 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 die elektrischen Räume der Kälteanlagen
DEG	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser in den 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	Vorgaben für behördliche Unterlagen
DUS	Notstromdiesel
DUV	Belüftungssystem für die DUS-Räumlichkeiten
DVC	Lüftungs- und Klimaanlage der Räumlichkeiten – Kontrollraum und Sonstiges

AKRONYM	Bezeichnung
DVD	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Dieselräume
DVE	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Kabeldeck
DVF	Rauchkontrollsystem für elektrische Räume
DVG	Lüftungssystem für die Steuerungen der ASG-Aggregate und -Pumpen
DVH	Notbelüftungssystem für Räume – Ladepumpenräume
DVI	Lüftungssystem für RRI-Räume
DVK	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Brennbares Gebäude
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 der Notstromversorgung
DVW	Lüftungssystem für die Nebenräume
EAS	Wasservernebelungssystem im Sicherheitsbehälter
EAS-ND	System zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter
EAU	Mess- und Überwachungssystem für den Sicherheitsbehälter (Zustandsüberwachung und seismische Messungen)
EBA	Lüftungssystem mit offenem Kreislauf bei Stillstand des Reaktorgebäudes
EC	Abweichung von den Vorgaben
ECOT	Konformitätsprüfung der Blöcke
ECP	Verfahren für den Störfallbetrieb des Primärkreislaufs
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen
ED	Zehnjahresprüfungen
EDA	Ausrüstung für den Fall eines Angriffs
EDF	Électricité de France
EDG	Auswurf einer Traube
Dominoeffekte	Auswirkung eines gefährlichen Ereignisses, das eine oder mehrere Anlagen eines Betriebs betrifft und ein weiteres Ereignis an einer benachbarten Anlage oder einem benachbarten Betrieb auslösen könnte, was zu einer allgemeinen Verschlimmerung der Auswirkungen des ersten Ereignisses führt
Klippeffekt	Plötzliche Veränderung des Verhaltens einer Anlage, die ausreicht, um eine geringfügige Abweichung vom vorgesehenen Unfallszenario zu bewirken, wodurch sich die Folgen des Unfalls erheblich verschlimmern.
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 vor Nachteilen
EIPR	Wichtiges Element zum Schutz von Interessen gegenüber vertraglichen Risiken

AKRONYM	Bezeichnung
EIPS	Wichtiges Element zum Schutz von Interessen vor Sicherheitsrisiken (radiologische Zwischenfälle und Unfälle)
EJP	Spezifische Begründungsstudie
EN	Erforderliche Ausrüstung
END	Zerstörungsfreie Prüfung
EP	Regelmäßige Prüfung
PSA	Persönliche Schutzausrüstung
PSA	Pseudo-System zur Abdichtung und Leckageüberwachung des Gehäuses
EPR	European Pressurised Reactor – Druckwasserreaktor. Gehört zur dritten Generation der Kernreaktoren
EPRESSI	Verfahren zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandschutzelementen unter Brandbedingungen
EPRI	Electric Power Research Institute (Forschungsinstitut für Elektrizitätswirtschaft, das Forschungsarbeiten für die US-amerikanische Stromerzeugungsindustrie durchführt)
EPS	Probabilistische Sicherheitsanalysen
ER	Requalifizierungsprüfung
ESP	Einfachwandige Testkammer
ESPN	Nukleare Druckbehälter
ESS	Sicherheitsrelevantes Ereignis
ETY	Druckentlastungssystem des Sicherheitsbehälters – Kontrolle der Wasserstoffkonzentration im Falle eines Unfalls
EVC	Belüftungssystem für den Behälterschacht
EVF	Internes Belüftungs- und Filtersystem des Reaktorgebäudes
FAIOp	Brandbekämpfungsanweisung für den Betreiber
FARN	Schnelleinsatztruppe 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	Umgehungssystem 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

AKRONYM	Bezeichnung
GP/GPE	Ständige Expertengruppe
GPO	Ständige Leitliniengruppe
GPR	Ständige Expertengruppe für Reaktoren
GRV	System zum Befüllen und Entleeren des Generators mit Wasserstoff (H ₂)
GUS – GeUS	Notstromaggregat
GSE (CP1)	Turbinensicherheitssystem (CP1)
GV	Dampferzeuger
H1	Vollständiger Ausfall der Kältequelle
H2	Vollständiger Ausfall der Versorgung der Dampferzeuger
H3	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung
H4	Einsatz einer gegenseitigen Notversorgung der Pumpen 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 Notdieselgenerator 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 zum Schutz der Umwelt
IEM	Elektromagnetische Störungen
IOTA	Anlagen, Bauwerke, Bauarbeiten und Erschließungsmaßnahmen
IGALL	International Generic Ageing Lessons Learned (Integriertes Programm der IAEO zum Umgang mit der Alterung)
INB	Kernkraftwerk der Basisauslegung
INES	International Nuclear Event Scale (Internationale Skala 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	Wichtig für die Sicherheit, nicht sicherheitsrelevant
IRSN	Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
IS	Sicherheitsinjektion
ISBP	Niederdruck-Sicherheitsinjektion
ISHP	Hochdruck-Sicherheitsinjektion
JDT	Brandmeldesystem

AKRONYM	Bezeichnung
JPD	Feuerlöschwasserversorgungssystem außerhalb des Kernkraftwerksgeländes
JPI	Brandschutzsystem des Kernkraftwerksbereichs
JPL	Brandschutzsystem für die Elektroräume
JPP	Löschwassererzeugungssystem
KER	System zur Sammlung, Kontrolle und Ableitung flüssiger Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich
KHY	System zur Wasserstoffdetektion im Gebäude der nuklearen Hilfseinrichtungen
KIS	System zur seismischen Messtechnik
KPR	Notausstiegstür
KPS	Sicherheitsplatte
KRG	Allgemeines Regelsystem
KRT	Strahlenschutzmesssystem
KSC	Instrumentierungssystem für den Kontrollraum
KUS	Leit- und Steuerungssystem 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 von 30 V Gleichstrom für die Regelung
LDi	Verteilung 30 V Gleichspannung
LGi	Verteilung 6,6 kV ohne Notstromversorgung
LHA/B	6,6-kV-Wechselstrom-Verteilung mit Notstromversorgung
LHC	6,6-kV-Verteilung mit Notstromversorgung
LHP/Q	Erzeugungsanlage 6,6 kV Wechselstrom 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	Notstrom-Turbogenerator
LNi	Erzeugung und Verteilung von 220 V Wechselstrom
LUU	Erzeugung und Verteilung von 380 V Notstrom
MC	Zustandsorientierte Instandhaltung
MCG	Steuerungsmechanismen für Anlagengruppen
MDTE	Fehlende externe Spannung
MEL	Freigesetzte Masse und Energie
MFEAN 0 %PN	Fehlfunktion der normalen Wasserversorgung 0 % PN

AKRONYM	Bezeichnung
MFEAN 100 % PN	Fehlfunktion der normalen Wasserversorgung 100 % PN
MLC	Lokale Krisenmaßnahmen
MOX	Gemischter Kernbrennstoff auf Basis von abgereichertem Uranoxid und Plutoniumoxid (UO ₂ und PuO ₂) aus der Aufbereitung
MQCA	Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikokontrolle
MS	Systematische Instandhaltung
MTD	Beste verfügbare Technik
MWe	Megawatt elektrisch
N4	Reaktorblock mit einer Leistung von 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	Harter Kern
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Note zur Strategie der schrittweisen Qualifizierung
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
OISP	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters
OISS	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils bei 0 % Pn
PA	Aktivierungsprodukte
PAI	Brandbekämpfungsplan
PAV	Lüftungsaktionsplan
MOX-PARITÄT	Brennstoffmanagement
PBES	Niedrigster Sicherheitswasserstand
PBMP	Grundprogramm zur vorbeugenden Instandhaltung
PCC	Anlagenzustandskategorie (Betriebskategorien)
PEAN	Normaler Speisewasserverlust
PEE	Prüfverfahren
PEPSSI	Bewertungsgrundsatz für die Angemessenheit der Elemente zur Brandabschnittsbildung
PF	Spaltprodukte
PFG	Wahrscheinlichkeit eines Großbrandes
PFI	Starker Regen
PFL	Möglichkeit eines lokal begrenzten Brandes
PGGV	Durch starken Wind verursachte Flugkörper
PGVE	Durch extreme Winde erzeugte Geschosse
PIC	Programm für ergänzende Untersuchungen
PIJ-ND	Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Noyau Dur“
PLMV	Lokales Programm zur Alterungsbeherrschung

AKRONYM	Bezeichnung
PLU	Lokale Regenfälle
PMC	Brennstofffördersystem
PMOX	PARITE MOX – Brennstoffmanagement
Pn	Nennleistung des Reaktorkerns
PNPP	Nationale stufenweise Planung
PPDP	Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses
PPI	Spezifischer Einsatzplan
PPR	Grundsatzprogramm zur Umwidmung
PSCC	Schalttafel für zusätzliche Signale und Steuerungen
PSPR	Überwachungsstelle für Risikoprävention
PT ASN	Technische Vorschrift der ASN
PTAE	Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung und der Hauptdieselgeneratoren
PTC	Vollständiger Druckverlust und/oder Auslösung der Turbine
PTR	System zur Wasseraufbereitung und -kühlung für Schwimmbäder
PTR-bis	Zusätzliches Wasseraufbereitungs- und Kühlsystem für Schwimmbäder
PUI	Interner Notfallplan
PV	Volumetrischer Schutz
PZR	Druckhalter
F&E	Forschung und Entwicklung
R1GP	Entfernung einer Leistungsregelungsgruppe
RAG	Alkali-Granulat-Reaktion
RAM	Stromversorgungssystem für die Steuermechanismen der Brennelemente
RAP	Passive autokatalytische Rekombinatoren
RAZ	Stickstoffspeicher- und -verteilungssystem (für nukleare Zwecke)
RBPP	Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe
RCD	Vollständig entladener Reaktor
RCR	Bericht über die Ergebnisse der regelmäßigen Überprüfung
RCP	Primärkreislauf
RCV	System zur chemischen und volumetrischen Kontrolle des Wassers im Primärkreislauf
RDI	Risiken interner Dominoeffekte
RDP	Druckhalter-Entlastungsbehälter
RDS	Sicherheitsbericht
REA	Wasser- und Bor-Nachspeisesystem
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REP	Druckwasserreaktor

AKRONYM	Bezeichnung
REU	Risiko einer einzelnen Explosion
REX	Erfahrungsrückfluss
RFC	Kernschmelzrisiko
RFDP	Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses
RFS	Grundlegende Sicherheitsvorschrift
RGE	Allgemeine Betriebsregeln
RGL	Steuerungssystem für die Reaktorkontrollstäbe
RGV	Austausch eines Dampferzeugers
RIC	Internes Kerninstrumentierungssystem
RIE	Explosionsgefahr durch einen großflächigen Brand von außen
RIS	Sicherheits- und Schutzsystem für den Primärkreislauf (Sicherheitseinspeisung)
RNP	Anstieg des Grundwasserspiegels
ROR	Bruch eines Stauwerks
RP	Regelmäßige Überprüfung
RP4	4° regelmäßige Überprüfung
RP4 900	4° Regelmäßige Überprüfung von 900-MWe-Reaktoren
RP	Reaktor im Betrieb
RPE	Sammelsystem für Abwässer aus dem Kernkraftwerksbereich
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	Rohrbruch am Dampferzeuger
RTGV3	Bruch eines Rohrs im Dampferzeuger der Kategorie 3
RTGV4	Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 4
RTHE	Bruch einer Hochdruckleitung
RTV	Bruch einer Dampfleitung
RTV3	Großer Bruch einer Dampfleitung
SAPA	Aufnahmestation für kleine Anwendungen
SAR	Regelbares Druckluftverteilungssystem
SDC	Kontrollraum
SDD	Auslegungsbeben

AKRONYM	Bezeichnung
SEC	Notversorgungssystem für Rohwasser
SEG	Diversifiziertes Wasserversorgungssystem
SEI	Schwelle für irreversible 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 Prozessinstrumentierungssystems
SIRENE	EDF-Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich
SMHV	Historisch wahrscheinlichstes 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	Abwasseraufbereitungssystem
TFA	Sehr schwach radioaktiv
THE	Hochdruckrohrleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Materialschädigung
TOR	Alles oder nichts
TP	Haupttransformator
Segment	Produktionseinheit
TRICE	Giftig, radioaktiv, entzündlich, ätzend, explosiv
TS	Abzweigtransformator
TSD	Begriff Quelle Schutt

AKRONYM	Bezeichnung
TTS	Serien-Kopf-Tranche
U3	Endgültiges Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für die Systeme EAS und ISBP
U5	Endverfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der freigesetzten Stoffe, anzuwenden bei einem langsamen Druckanstieg im Reaktorbehälter nach einem Unfall mit Kernschmelze
VD2	Zweite zehnjährige Inspektion
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



EDF SA
22-30, Avenue de Wagram,
75382 Paris Cedex 08
Grundkapital: 1.868.467.354 Euro
552 081 317 Handelsregister Paris
www.edf.fr

EDF
Leitung Kernkraftwerksproduktion
CNPE Dampierre-en-Burly,
Postfach 18
45570 DAMPIERRE-EN-BURLY
<https://www.edf.fr/dampierre>