

Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4-periodische Überprüfung



Reaktor Nummer 3

Dokument 2 – Bericht mit den
Schlussfolgerungen
der periodischen Überprüfung (RCR),
Gegenstand der öffentlichen Anhörung



**Anlage Nr.
2**

BERICHT ÜBER DIE SCHLUSSFOLGERUNGEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN
ÜBERPRÜFUNG
DES BLOCKS 3 DES KERNKRAFTWERKS TRICASTIN

INHALTSVERZEICHNIS

EINLEITUNG.....	5
TEIL I – RISIKEN	16
KAPITEL 1: COMPLIANCE.....	18
ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON SICHERHEITSBEEINTRÄCHTIGENDEN ABWEICHUNGEN	20
ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG	25
ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)	41
ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON UMWELTBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT FLÜSSIGKEITSINKAPSELUNG ⁴⁶	
ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME.....	50
KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG.....	64
ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE.....	66
ABSCHNITT 2: AGGRESSIONEN	97
ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFLAGERBECKEN	180
ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE	195
ABSCHNITT 5: VERTRAGLICHE RISIKEN	216
ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSTUDIEN	222
ABSCHNITT 7: BEITRAG DER KERNGRUPPE ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG	234
TEIL II – NACHTEILE	265
TEIL III – WEITERBETRIEB NACH 40 JAHREN	337
ABSCHNITT 1: BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG.....	338
ABSCHNITT 2: KONTROLLE DER QUALIFIZIERUNG DER MQCA.....	357
SCHLUSSFOLGERUNG.....	370
ANHANG.....	373
GLOSSAR.....	383

EINLEITUNG

Die vierte zehnjährige Inspektion des Blocks 3 des Kernkraftwerks Tricastin (CNPE) fand vom 12.03.2022 (Abschaltung vom Stromnetz) bis zum 21.11.2022 (Wiederanschluss an das Stromnetz) statt. Die Reaktorkernentnahme erfolgte am 16.11.2022.

Im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung der Blöcke der CPY-Stufe (die Teil der 900-MWe-Stufe ist) stellt das vorliegende Dokument den Abschlussbericht zur Überprüfung von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin dar. Er enthält die Schlussfolgerungen der Überprüfung im Hinblick auf die damit verbundenen Ziele sowie eine Zusammenfassung der angewandten Methoden und der wichtigsten Ergebnisse für jedes behandelte Thema. Die darin behandelten Themen werden zunächst allgemein für alle Reaktoren der CPY-Stufe dargestellt und anschließend auf Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin heruntergebrochen, um die Besonderheiten dieses Blocks in Bezug auf das untersuchte Thema hervorzuheben und eine Bilanz der Umsetzung der für dieses Thema vorgesehenen Änderungen zu ziehen.

Somit ist jedes Thema der Überprüfung im Abschlussbericht der Überprüfung wie folgt gegliedert:

- **Allgemeiner Teil „Stufe“**
- **Block-spezifischer Teil**
 - Besonderheiten des Blocks: Dieser Teil stellt die lokale Umsetzung der Studien dar, insbesondere wenn der Block Besonderheiten gegenüber dem Stand der Stufe aufweist.
 - Bilanz zum Zustand des Blocks: Bilanz zur Umsetzung der geplanten Änderungen oder Darstellung der Ergebnisse der durchgeführten Kontrollen.

Dieses Dokument deckt alle in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs definierten Schutzinteressen ab.

0 HINTERGRUND

Artikel L.591-1 des Umweltgesetzbuchs definiert die nukleare Sicherheit als „die Gesamtheit der technischen Vorkehrungen und organisatorischen Maßnahmen in Bezug auf die Auslegung, den Bau, den Betrieb, die Stilllegung und den Rückbau von kerntechnischen Anlagen sowie den Transport radioaktiver Stoffe, die getroffen werden, um Unfälle zu verhindern oder deren Auswirkungen zu begrenzen“.

Die Artikel L.593-18 und L.593-19 des Umweltgesetzbuchs befassen sich mit den regelmäßigen Überprüfungen:

Artikel L.593-18: „Der Betreiber einer Kernkraftanlage führt regelmäßig eine Überprüfung seiner Anlage unter Berücksichtigung der international bewährten Verfahren durch.

Diese Überprüfung muss es ermöglichen, den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu beurteilen und die Bewertung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel [L.593-1](#) genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die während des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Wissensstand und die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen sind.

Diese Überprüfungen finden alle zehn Jahre statt. Die Genehmigungsverordnung kann jedoch eine andere Häufigkeit festlegen, wenn die Besonderheiten der Anlage dies rechtfertigen. Für Anlagen, die unter die Richtlinie 2009/71/Euratom des Rates vom 25. Juni 2009 zur Schaffung eines Gemeinschaftsrahmens für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen fallen, darf die Häufigkeit der regelmäßigen Überprüfungen nicht seltener als einmal alle zehn Jahre sein.

Gegebenenfalls kann der Betreiber in Form eines gesonderten Berichts die Elemente vorlegen, deren Offenlegung seiner Ansicht nach eines der in [Artikel L.124-4](#) genannten Interessen beeinträchtigen könnte. Vorbehaltlich dieser Bestimmung ist der Bericht über die regelmäßige Überprüfung gemäß den [Artikeln L.125-10 und L.125-11](#) jeder Person zugänglich zu machen.“

Artikel L.593-19: „Der Betreiber übermittelt der Behörde für nukleare Sicherheit und dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister einen Bericht, der die Schlussfolgerungen der in [Artikel L.593-18](#) vorgesehenen Überprüfung sowie gegebenenfalls die Maßnahmen enthält, die er zu ergreifen beabsichtigt, um die festgestellten Mängel zu beheben oder den Schutz der in Artikel [L.593-1](#) genannten Interessen zu verbessern.

Nach Prüfung des Berichts kann die Behörde für nukleare Sicherheit neue technische Auflagen erteilen. Sie teilt dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister ihre Analyse des Berichts sowie die von ihr erlassenen Auflagen mit.

Die vom Betreiber bei den Überprüfungen nach dem fünfunddreißigsten Betriebsjahr eines Kernkraftwerks vorgeschlagenen Maßnahmen werden nach einer öffentlichen Anhörung dem in Artikel [L.593-15](#) genannten Genehmigungsverfahren der Behörde für nukleare Sicherheit unterzogen, unbeschadet der in Artikel [L.593-14](#) Absatz II genannten Genehmigung im Falle einer wesentlichen Änderung. Die Auflagen der Behörde für nukleare Sicherheit umfassen Bestimmungen zur regelmäßigen Überwachung der dauerhaften Aufrechterhaltung der für den Schutz der in Artikel L.593-1 genannten Interessen wichtigen Anlagen. Fünf Jahre nach Vorlage des Überprüfungsberichts legt der Betreiber einen Zwischenbericht über den Zustand dieser Anlagen vor, auf dessen Grundlage die Behörde für nukleare Sicherheit gegebenenfalls ihre Vorschriften ergänzt.“

Artikel R.593-62 des Umweltgesetzbuchs präzisiert, dass „die Verpflichtung zur regelmäßigen Überprüfung als erfüllt gilt, wenn der Betreiber dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und der Behörde für nukleare Sicherheit seinen Bericht über diese Überprüfung vorlegt“.

1 GRUNDSÄTZE DER REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG

Gemäß Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs führt EDF **alle zehn Jahre** regelmäßige Überprüfungen seiner Reaktoren durch, um „den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu beurteilen und die Bewertung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L.593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die während des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Wissensstand und die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen sind“.

Der Ansatz der regelmäßigen Überprüfung stützt sich somit auf die Berücksichtigung:

- der Erkenntnisse aus nationalen und internationalen Erfahrungsberichten,
- der Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsstudien (F&E) und der Fortschritte, die durch verbesserte Kenntnisse und Technologien ermöglicht werden,
- der Anpassungen und Weiterentwicklungen, die zur Erreichung ehrgeizigerer Ziele geprüft werden, um die Beherrschung von **Risiken** und **Nachteilen** zu verbessern.

Risiken entstehen durch den Stör- oder Unfallbetrieb der Anlagen und können zu radiologischen Folgen (Freisetzung radioaktiver Stoffe) oder zu nicht-radiologischen Folgen (thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen, Überdruckeffekte usw.) führen. Nachteile entstehen durch den Normal- oder Notbetrieb der Anlagen (Wasserentnahmen und Ableitungen, Lärm, Erschütterungen usw.).

Dieser Ansatz wird in einer Weise umgesetzt, die den Herausforderungen der nuklearen Sicherheit und des Umweltschutzes sowie wirtschaftlich akzeptablen Bedingungen angemessen ist.

Die regelmäßige Überprüfung befasst sich daher sowohl mit den Risiken als auch mit den Nachteilen, wobei jeder dieser beiden Bereiche in zwei Teile gegliedert ist:

- **Überprüfung der Konformität** der Anlagen mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorschriften hinsichtlich der Risiken und **Bewertung der Situation** der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften hinsichtlich die Nachteile.
- **Neubewertung** mit dem Ziel, den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen so weit wie vernünftigerweise möglich zu verbessern.

Die vierte periodische Überprüfung umfasst einen dritten Teil zum Thema „*Weiterbetrieb nach 40 Jahren*“, der die Beherrschung der Materialalterung und die Aufrechterhaltung der Eignung der Materialien unter Unfallbedingungen abdeckt.

Die Überprüfung umfasst eine „generische“ Phase, die allen Blöcken der Reaktorklasse (CPY) gemeinsam ist. Diese Phase nutzt den standardisierten Charakter der Reaktoren derselben Reaktorklasse. Die im Rahmen der „generischen“ Phase durchgeführten Studien gelten daher für alle Reaktoren dieser Reaktorklasse.

Im Hinblick auf die Risiken und den Weiterbetrieb nach 40 Jahren begann der Prozess der periodischen Überprüfung mit einer Orientierungsphase, deren Ziel es war, die verschiedenen zu behandelnden Themen festzulegen. Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Generation (4. RP 900) hat EDF der französischen Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) am 13. Februar 2014 ein Orientierungsdossier zur Überprüfung (DOR) vorgelegt, das ihr Arbeitsprogramm beschreibt.

Auf dieser Grundlage hat die Ständige Expertengruppe für Reaktoren, die von der ASN befasst wurde, den Inhalt des von EDF vorgeschlagenen Programms hinsichtlich des Risikobereichs in den Sitzungen vom 1. und 2. April 2015 geprüft, die den „Leitlinien für die Sicherheitsüberprüfung im Zusammenhang mit den vierten zehnjährigen Inspektionen der Reaktoren der 900-MWe-Klasse“ („GPO“ im weiteren Verlauf des Dokuments) gewidmet waren. Die Leitlinien für die Überprüfung wurden ebenfalls von der Ständigen Expertengruppe für nukleare Druckbehälter (GP ESPN) geprüft, die von der ASN beauftragt wurde und am 10. Juni 2015 tagte. Im Rahmen dieser Ständigen Gruppen hat sich EDF durch konkrete Maßnahmen verpflichtet, ihr Arbeitsprogramm zu vervollständigen. Auf der Grundlage dieser Maßnahmen und des Austauschs in den Ständigen Gruppen hat die ASN nach einer öffentlichen Anhörung am 20. April 2016 ergänzende Anforderungen formuliert.

In der Folge wurden mehrere Themenbereiche untersucht, von denen einige zu Ständigen Gruppen zu spezifischen Themen führten: Bewältigung von Alterung und Veralterung, mechanische Festigkeit der Reaktorbehälter, behördliche Referenzunterlagen für nukleare Druckbehälter, Alterung und Betriebsfähigkeit der gegossenen Bogenstücke des Hauptprimärkreislaufs, probabilistische Sicherheitsstudien, Studien zu Unfällen ohne Kernschmelze, Studien zu Unfällen mit Kernschmelze und Materialangriffen.

Am 12. und 13. November 2020 wurde die Bilanz der generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse von der Ständigen Reaktorgruppe geprüft.

Nach einer öffentlichen Anhörung erließ die Behörde für nukleare Sicherheit im Februar 2021 die für die Reaktoren der 900-MWe-Klasse geltenden Auflagen unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase ihrer vierten Überprüfung (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706), um den weiteren Betrieb dieser Reaktoren zu regeln.

Der Abschlussbericht der Überprüfung enthält daher im Abschnitt „Risiken“ die Schlussfolgerungen der vierten periodischen Überprüfung, insbesondere die Umsetzung der von EDF nach den Sitzungen der Ständigen Gruppen beschlossenen Maßnahmen zur Festlegung des Rahmens der Überprüfung, die wichtigsten Erkenntnisse aus allen im Rahmen der generischen Phase dieser Überprüfung durchgeführten Untersuchungen sowie die generischen Vorschriften.

Insbesondere verlangt die Vorschrift [GEN], dass *„der Betreiber vor der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung sicherstellt, dass der Wissensstand, auf dem die generische Phase der periodischen Überprüfung basiert, angesichts der Entwicklungen im Wissensstand und der gewonnenen Erfahrungen weiterhin relevant ist. Andernfalls legt der Betreiber in diesem Bericht die Maßnahmen dar, die er ergriffen hat oder plant, um diese Entwicklungen zu berücksichtigen“*. Der Abschlussbericht der Überprüfung (RCR) eines Vorlaufreaktors (TTS), Tricastin 1 für die CPY-Stufe, bildet die Referenz am Ende der generischen Phase des 4. RP 900: Die generischen Teile dieses RCR berücksichtigen die im Rahmen der Überprüfung berücksichtigten Entwicklungen des Wissensstands und der Erfahrungen. Anschließend werden im Rahmen der Erstellung der RCR für die nachfolgenden Reaktoren die generischen Teile so weit wie nötig aktualisiert, um wesentliche Erkenntnisse und Erfahrungen zu integrieren. Diese aktualisierten generischen Teile werden in den spezifischen Teilen umgesetzt. Diese Aktualisierung des Inhalts der RCR für die Nach-TTS-Blöcke entspricht der Vorschrift [GEN].

Der vorliegende Bericht befasst sich auch mit den Nachteilen im Sinne von Absatz I des Artikels 4.1 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke:

„Zu den Nachteilen [...] zählen zum einen die Auswirkungen der Anlage auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Ableitungen und zum anderen die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Vibrationen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen.“ Dies umfasst den Normalbetrieb und den Betrieb im Störfallmodus der Anlagen, wie sie in Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke definiert sind, im Einklang mit dem Umfang der Umweltverträglichkeitsprüfung. Die Abfallentsorgung wird von EDF ebenfalls dem Bereich der Nachteile zugeordnet, da sie mit dem Normalbetrieb der Anlagen verbunden ist.

In Anwendung der Artikel 1.3.1, 3.3.6 und 4.4.5 der Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) vom 16. Juli 2013 über die Begrenzung von Belästigungen und der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch Kernkraftwerke, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch den Beschluss Nr. 2016-DC-0569 der ASN vom 29. September 2016, genehmigt durch den Erlass vom 5. Dezember 2016, können die folgenden Analysen für mehrere Anlagen am selben Standort gemeinsam durchgeführt werden, und ihre Ergebnisse können im RCR der Referenzanlage des Standorts dargestellt werden:

- eine Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Effizienz der besten verfügbaren Techniken
- eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in Bezug auf die Anlage und ihre Umgebung, angemessen zur Aktivität und zu den Herausforderungen,
- eine Messung der Lärmemissionen der Anlage.

Für das Kernkraftwerk Tricastin (CNPE) ist Block 1 (INB Nr. 87) die Referenzanlage.

2 VON EDF FÜR DIE VIERTE REGELMÄSSIGE ÜBERPRÜFUNG DER 900-MWE-ANLAGEN FESTGELEGTE ZIELE

Im Rahmen der Verbesserung des Schutzes der Interessen, von denen der Kernkraftwerkspark seit seiner Inbetriebnahme profitiert, hat EDF als allgemeine Leitlinie für die nukleare Sicherheit der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generation (4. RP 900) festgelegt, die für Reaktoren der 3. Generation festgelegten Ziele für die nukleare Sicherheit anzustreben, wobei der Referenzreaktor von EDF der EPR von Flamanville 3 ist.

2.1 ZIELE

Der Prozess zur Verbesserung des Schutzes der Interessen mit seiner allgemeinen Ausrichtung „*nukleare Sicherheit*“ schlägt sich in folgenden Zielen nieder:

2.1.1 Ziele des Risikobereichs der 4. RP 900:

a. Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den für sie geltenden Vorschriften

Die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren erfolgte auf der Grundlage eines vorsichtigen Ansatzes mit erheblichen Sicherheitsmargen. Während des gesamten Betriebs seiner Reaktoren hat sich EDF als Gesamtplaner organisiert, um die Sicherheitsgrundlagen der ursprünglichen Auslegung zu wahren und Entscheidungen über Weiterentwicklungen an den Anlagen und deren Betrieb zu treffen, nachdem die Auswirkungen dieser Änderungen auf die Sicherheit erfasst und berücksichtigt wurden.

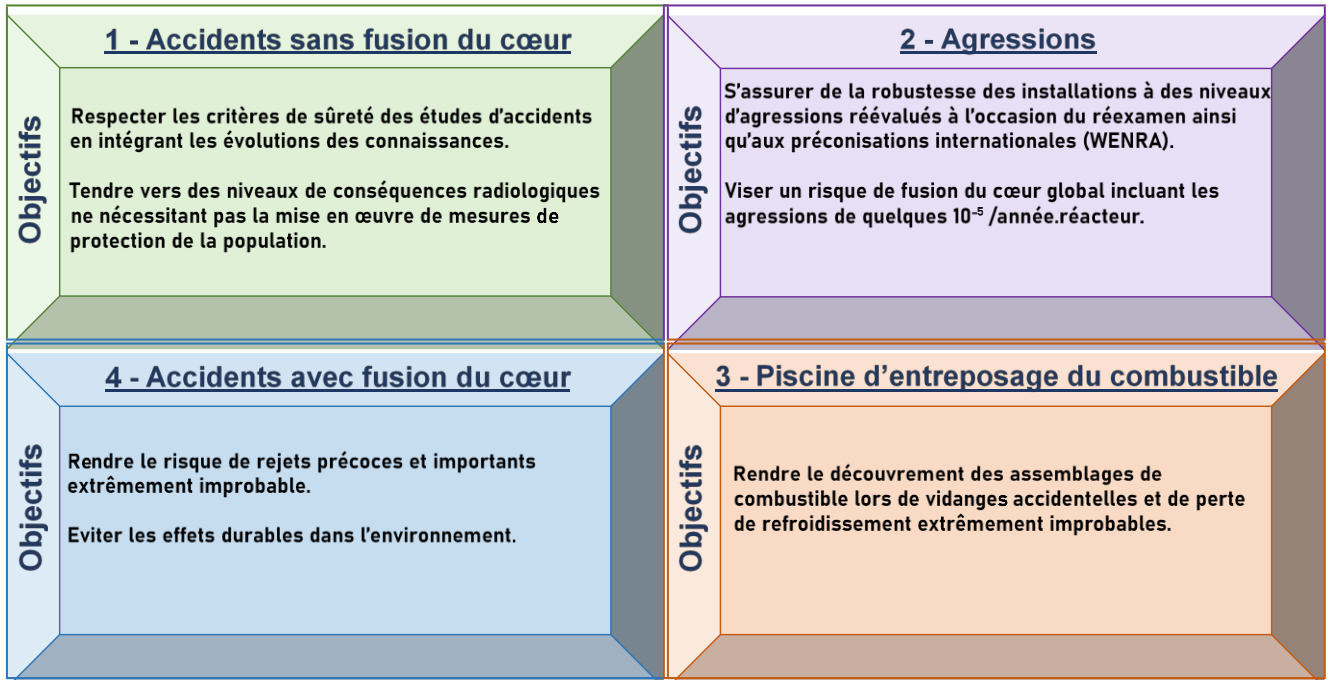
Über den kontinuierlichen Prozess der Bearbeitung von Abweichungen hinaus, die während des Betriebs der Anlage festgestellt werden, setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Mittel zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein, mit dem Ziel, die Übereinstimmung der Blöcke mit den geltenden Anforderungen sicherzustellen.

Das im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführte Verfahren zur Überprüfung der Konformität der Anlagen basiert auf:

- ❖ der Beseitigung von Abweichungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben, als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [CONF-A],
- ❖ der Prüfung der Konformität der Blöcke mit den Anforderungen des 3. RP 900, das die bestehenden Betriebs- und Wartungsvorschriften (regelmäßige Prüfungen, Wartungsprogramme) durch die Durchführung von Vor-Ort- und/oder Dokumentenprüfungen,
- ❖ das PIC (Programme d'Investigations Complémentaires), dessen Ziel es ist, die Annahmen über das Nichtvorhandensein von Verschleißerscheinungen im Betrieb in Bereichen, die nicht von den Wartungsprogrammen
- ❖ die Bearbeitung von sicherheitsrelevanten Ereignissen der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala sowie von umweltrelevanten Ereignissen im Zusammenhang mit der
- ❖ ein Programm zur Überprüfung der Konformität von Systemen, die zum Schutz der Interessen vor Risiken beitragen (Systeme, die EIPS umfassen).

b. Festlegung der Ziele für die Sicherheitsüberprüfung

Diese Ziele werden wie folgt konkretisiert:



Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 tragen die von EDF als Reaktion auf die von der ASN nach diesem Unfall erlassenen Vorschriften umgesetzten sogenannten „Noyau Dur“-Maßnahmen dazu bei, die Ziele des 4^{er} RP 900 zu erfüllen (siehe [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)).

Ergänzend dazu umfasst die Überprüfung zur Abdeckung der nicht-radiologischen Risiken im Zusammenhang mit einem Unfall auch die Bewertung der Folgen dieser Risiken und die Begründung ihrer Akzeptanz.

2.1.2 Ziele des Abschnitts „Nachteile“ des 4^{er} RP 900:

Der erste Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile ermöglicht es, „die Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten“. Diese Bewertung stützt sich auf die Organisation des Kernkraftwerks zur Beherrschung der Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt, sowie zur Gewährleistung der Einhaltung der geltenden Vorschriften, und auf die Bilanz der gewonnenen Erfahrungen.

Der zweite Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile zielt darauf ab, „die Bewertung der [...] Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L.593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren“, und stützt sich auf folgende Elemente:

- die Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Effizienz der besten verfügbaren Techniken;
- die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts sowie auf dem Gelände des Kernkraftwerks (Bodenbeschaffenheit);
- die Elemente, die eine Überprüfung der Emissionsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R.211-11-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Stoffe ermöglichen;
- die Bilanz der durchgeführten Studien, den Stand der noch durchzuführenden Studien und den vorläufigen Zeitplan für die Wiederaufbereitung der Abfälle;

- die Elemente, die eine Überprüfung der Vorschriften im Zusammenhang mit der ständigen Überwachung der Radioaktivität oder der Verdopplung der Messketten ermöglichen;
- die Messung der Lärmemissionen des Standorts.

2.1.3 Ziele des Abschnitts zur Fortführung des Betriebs nach 40 Jahren des 4. RP 900:

Das 4. RP 900 sieht ein umfangreiches Arbeitsprogramm zum Thema Materialalterung vor, das im Zusammenhang mit dem weiteren Betrieb der Anlagen nach 40 Jahren steht. Der Ansatz basiert auf:

- der Beherrschung der Alterung, einschließlich der Festlegung und Umsetzung eines allgemeinen Vorgehens, der Bestandsaufnahme der wichtigsten Erkenntnisse, des durchzuführenden Programms zum Wissenserwerb, sowie die zu erstellenden Unterlagen und die daraus zu ziehenden Konsequenzen hinsichtlich der Alterung und des Umgangs mit der Veralterung.
- Die Aufrechterhaltung der Eignung der Anlagen unter Unfallbedingungen, einschließlich der Behandlung der Frage der Verlängerung der Eignungsdauer nach 40 Jahren.

2.1.4 Querschnittsanalyse:

Angesichts des umfangreichen Umfangs der im Rahmen des 4. RP 900 eingeführten Änderungen wird eine übergreifende Analyse der Wechselwirkungen der Änderungen durchgeführt, die folgende Bereiche betrifft:

- Personal: Es wird eine Analyse durchgeführt, um die sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen des Programms des 4. RP 900 an den Standorten zu erfassen (SOH-Analyse);
- die Anlage: Es wird eine Analyse zur Vollständigkeit der Nachqualifizierungsprüfungen der Anlage nach Integration der Änderungen durchgeführt.

2.2 VOM BETREIBER GETROFFENE MASSNAHMEN ZUR ERFÜLLUNG DER ZIELE DER ÜBERPRÜFUNG

Das Umweltgesetzbuch sieht vor, dass, wenn die regelmäßige Überprüfung nach dem ^{35.} Betriebsjahr eines Reaktors durchgeführt wird, die vom Betreiber in seinem Abschlussbericht zur Überprüfung (RCR) vorgesehenen Maßnahmen zur Behebung etwaiger festgestellter Mängel oder zur Verbesserung des Schutzes der Interessen nach Durchführung einer öffentlichen Anhörung dem Genehmigungsverfahren der ASN unterzogen werden.

Diese Maßnahmen entsprechen der Gesamtheit der Antworten, die EDF auf die Ziele der Überprüfung gibt. Eine Maßnahme besteht aus den Studien und Änderungen, die zur Erreichung eines Ziels beitragen. Sie umfasst ein kohärentes Ganzes verschiedener grundlegender, wesentlicher und unwesentlicher, materieller, intellektueller oder organisatorischer Änderungen, die im Rahmen der Überprüfung vor und nach der Einreichung des RCR durchgeführt werden.

Diese Maßnahmen werden insbesondere im Sicherheitsnachweis im Einklang mit dem Sicherheitsbericht (RDS) und den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) des betreffenden Reaktors berücksichtigt.

Die Antworten von EDF auf die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Ziele stützen sich auf eine Neuauflage aller Studien aus dem 3. RP 900 sowie auf die seit dem 3. RP 900 durchgeführten Änderungen.

Gemäß dem Schreiben ASN CODEP-DCN-2021-009580 vom 23.02.2021 bezüglich der „Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung“ wird EDF bei den 900-MWe-Reaktoren alle mit der 4.^{ten} RP 900 spätestens sechs Jahre nach Erteilung des RCR umsetzen, und zwar für Reaktoren, deren Stillstandsbeginn für ihre 4. Dekadeninspektion (VD4) vor dem 31.12.2021 liegt, sowie spätestens fünf Jahre nach Erteilung des RCR für die übrigen Reaktoren.

Das Industrieprogramm von EDF gliedert sich in drei Phasen der Durchführung von Arbeiten an seinen Anlagen, unter Berücksichtigung des Umfangs der Arbeiten und der Auswirkungen auf die Mitarbeiter und die vor Ort an den Kernkraftwerksstandorten bestehenden Organisationen:

- Phase A entspricht den Änderungen, die vor (in Betrieb befindliche Blöcke) oder während der Stillstände im Rahmen der zehnjährigen Inspektion umgesetzt werden, deren Dauer die Umsetzung der materiellen Änderungen mit umfangreichen Arbeiten sowie der damit verbundenen Änderungen der RGE ermöglicht.
- Phase B ermöglicht die Vervollständigung der Umsetzung der materiellen und konzeptionellen Änderungen. Die Umsetzung dieser Änderungen ist spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen (am 06.03.2028 für Tricastin 3).
- Die Phase „Ergänzungen“ ermöglicht die Umsetzung bestimmter Änderungen, die sich aus den Ergebnissen der vierten periodischen Überprüfung durch die Behörde für nukleare Sicherheit ergeben und die aufgrund ihrer Art (wie beispielsweise die Notwendigkeit, neue Ausrüstung für sehr raue Umgebungsbedingungen zu qualifizieren) eine Vorbereitungszeit von etwa fünf Jahren erfordern. Für Reaktoren, deren Beginn der Abschaltung VD4 vor dem 31.12.2021 liegt, ist die Umsetzung dieser Änderungen spätestens 6 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen. Für die übrigen Reaktoren, darunter Tricastin 3, ist die Umsetzung dieser Änderungen spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen (am 06.03.2028 für Tricastin 3).

Im weiteren Verlauf des Dokuments enthalten die Abschnitte „Bestandsaufnahme des Reaktorblockzustands“ Informationen zur Umsetzung der im RCR genannten Änderungen. Ist die Änderung noch nicht im Reaktorblock umgesetzt, wird der voraussichtliche Umsetzungstermin in Form einer Phasenbezeichnung („Phase B“ oder „Ergänzungen“) oder in bestimmten Fällen als konkreter Termin angegeben. Dieser Zeitplan für die Umsetzung entspricht dem Stand zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Berichts; er kann sich jedoch ändern, falls sich die vorläufigen Zeitpläne für die Stillstände zur Brennelementwechsel ändern, um die Sicherheit des französischen Stromnetzes zu gewährleisten, oder im Falle unvorhergesehener Ereignisse (unter Einhaltung der Fristen RCR + 5 Jahre / RCR + 6 Jahre je nach Reaktor). Er basiert insbesondere auf der Fähigkeit von EDF, diese Änderungen unter Einhaltung aller Sicherheitsvorschriften durchzuführen, wobei die bestmöglichen Sicherheitsbedingungen für das Einsatzpersonal während der Arbeiten gewährleistet werden und die Kapazität der Lieferanten berücksichtigt wird, alle Arbeiten kumulativ an allen INB der 900-MWe-Generatoren durchzuführen, die ihre ^{vierte} zehnjährige Inspektion durchlaufen.

3 BERÜCKSICHTIGUNG DER LEHREN AUS DEM UNFALL VON FUKUSHIMA

Am 11. März 2011 ereignete sich im Osten Japans ein Erdbeben der Stärke 9. Dieses Erdbeben traf das Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi, das aus sechs Siedewasserreaktoren besteht und von der Tokyo Electric Power Company (TEPCO) betrieben wird. Der ^{vierte} Reaktor war abgeschaltet und entladen. Die Reaktoren schalteten sich nach dem Erdbeben automatisch ab.

Das Erdbeben führte zu einem vollständigen Ausfall des Stromnetzes, woraufhin die Notstromaggregate und Notfallsysteme ansprangen. Etwa vierzig Minuten später wurde das Kraftwerk von einem durch das Erdbeben ausgelösten Tsunami getroffen. Die erste Welle (4 bis 5 Meter) wurde vom Deich aufgehalten, der einen Schutz bis zu einer Höhe von maximal 5,5 Metern bot. Dann überflutete eine zweite, viel größere Welle (14 bis 15 Meter) den Deich und überschwemmte das Gelände, was zum vollständigen Ausfall der gesamten Stromversorgung vor Ort sowie zum Verlust der Steuerungs- und Kühlsystemfunktionen führte. Das Gelände befand sich daraufhin in einer Situation des vollständigen Verlusts der Kühlsystemfunktionen (H1) und der Stromversorgung (H3).

Da die Reaktorkerne der Blöcke 1 bis 3 nicht mehr gekühlt wurden, schmolz der Brennstoff im Reaktorbehälter und floss anschließend auf die Fundamentplatte. Der im Lagerbecken von Reaktor Nr. 4 gelagerte Brennstoff wurde nicht freigelegt und blieb unversehrt.

Es ist anzumerken, dass die Blöcke 5 und 6, die auf einer höheren Plattform errichtet wurden, in geringerem Maße betroffen waren und keine Kernschmelze erlitten haben.

Der Unfall führte zur Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre. Die Evakuierung und Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung betrafen ein weitreichendes Gebiet um das Kraftwerk; es wurden Beschränkungen für die Verteilung und den Konsum von Lebensmitteln und Trinkwasser verhängt.

Die Einsätze vor Ort wurden durch die durch das Erdbeben und den Tsunami verursachten Schäden sowie durch die nach dem Unfall herrschenden radiologischen Bedingungen erschwert.

Vorgaben der ASN nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi im März 2011 führte EDF auf Ersuchen der ASN ergänzende Sicherheitsbewertungen (ECS) ihrer Kraftwerke durch, die die hohe Robustheit der Reaktoren dank einer von vornherein vorsichtigen, mit Sicherheitsmargen ausgestatteten Auslegung sowie einer regelmäßigen Neubewertung der nuklearen Sicherheit der Anlagen im Rahmen der periodischen Überprüfungen belegten.

Anschließend hat die ASN für jede Anlage im Juni 2012 und anschließend im Januar 2014 zwei Sätze technischer Vorschriften (PT-ASN) erlassen, in denen EDF die Einrichtung eines „*harten* Kerns“ aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen vorgeschrieben wurde, deren Ziel es ist, einen Unfall mit Brennstoffschmelze zu verhindern, um massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in Situationen

„Hard Core“, die potenziell auf eine externe natürliche Einwirkung zurückzuführen sind (siehe [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)).

ASN-Vorschriften (PT-ASN) vom Juni 2012

Dieser erste Satz von PT-ASN schreibt EDF die Einrichtung eines „*Kernbereichs mit materiellen und organisatorischen Vorkehrungen* [...]“ vor. *Für diesen Kernbereich richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden SSC (Strukturen, Systeme und Komponenten) diversifizierte SSC ein, um die Risiken durch gemeinsame Ursachen zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls den Rückgriff auf nicht diversifizierte oder bestehende SSC*“.

ASN-Vorschriften (PT-ASN) vom Januar 2014

Dieser zweite Satz von Vorschriften legt fest, dass „*zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen in Hard-Core-Situationen der Hard-Core die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Bypass-Situationen der dritten Barriere ermöglicht. Der „Noyau Dur“ zielt darauf ab, die Integrität dieser Barriere zu wahren, ohne die Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters zu öffnen*“, „*die „Noyau Dur“-Maßnahmen berücksichtigen Fälle eines vollständigen Kernschmelzens und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters*“. Die Umsetzung der „Noyau Dur“-Maßnahmen gewährleistet, dass kein „*Klippeneffekt*“ bei Belastungsniveaus, die weit über die geltenden Sicherheitsstandards für EDF-Anlagen hinausgehen, was dem Ziel entspricht, den Betrieb der Blöcke fortzusetzen und im Bereich von Unfällen mit Kernschmelze das Sicherheitsniveau von Reaktoren der 3. Generation (Typ EPR von Flamanville 3) anzustreben.

Industrieprogramm

Als Reaktion auf die PT-ASN von 2012 und 2014 hat EDF ein Industrieprogramm entwickelt, das zwei Teile umfasst:

- Teil 1: Die Maßnahmen, die die Reaktion von EDF auf die Erkenntnisse nach Fukushima darstellen, gemäß der Analyse in den ergänzenden Sicherheitsbewertungsberichten (RECS) und den ASN-Vorgaben von 2012, deren Umsetzung in zwei aufeinanderfolgenden und sich ergänzenden Phasen vorgesehen ist:
 - Eine erste kurzfristige „reaktive“ Phase, die 2015 abgeschlossen wurde;
 - Eine zweite mittelfristige Phase mit „nachhaltigen Maßnahmen“ bis zum Zeithorizont „10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima“.
- Teil 2: Die Einführung eines „Noyau Dur“, der den ASN-Vorschriften von 2014 entspricht und dazu beiträgt, die Ziele von EDF zu erreichen, sich an den Zielen der Reaktoren der 3. Generation (Typ EPR von Flamanville 3) anzunähern, im Rahmen der Fortsetzung des Betriebs im Zusammenhang mit der 4. Periodischen Überprüfung (RP) der 900-MWe-Generation.

Für die 900-MWe-Reaktoren werden die Bestimmungen dieses Teils 2, die als „Kern“ bezeichnet werden, von EDF parallel zur 4. RP 900 umgesetzt und sind Gegenstand einer Einbindung in den vorliegenden Bericht, da sie zur Erfüllung der Ziele der Überprüfung beitragen.

TEIL I – RISIKEN

INHALTSVERZEICHNIS VON TEIL I

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT

ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ZUSÄTZLICHE UNTERSUCHUNGEN (PIC) ABSCHNITT 3:
BEHANDLUNG VON BEDEUTENDEN BEDEUTENDEN FÜR
SICHERHEIT

SICHERHEIT (ESS) AUF EINEM NIVEAU VON 1 ODER HÖHER AUF DER INES-
SKALA SOWIE BEDEUTENDE UMWELTVEREHRE (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT
FLÜSSIGKEITSUNFÄLLEN

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE ABSCHNITT

2: BESCHÄDIGUNGEN

ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFLAGERBECKEN ABSCHNITT 4: UNFÄLLE

MIT KERNSCHMELZE ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN

ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES HARTE KERN ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

ZUSAMMENFASSUNG VON KAPITEL 1

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON SICHERHEITSBEEINTRÄCHTIGENDEN ABWEICHUNGEN

ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC) ABSCHNITT 3:
BEARBEITUNG VON BEDEUTENDEN BEDEUTENDEN FÜR

SICHERHEIT

SICHERHEIT (ESS) AUF EINEM NIVEAU VON 1 ODER HÖHER AUF DER INES-
SKALA SOWIE BEDEUTENDE UMWELTVEREHRE (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT
FLÜSSIGKEITSUNFÄLLEN

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER SYSTEMKONFORMITÄT

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON SICHERHEITSBEEINTRÄCHTIGENDEN ABWEICHUNGEN

INHALT

0. BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT.....	22
0.1. ZIEL	22
0.2. ANTWORT.....	22
0.3. FAZIT.....	24

0. ABBAU VON SICHERHEITSBEEINTRÄCHTIGENDEN ABWEICHUNGEN

0.1. ZIEL

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4- RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-A] „Unbeschadet der Bestimmungen in Abschnitt 6 von Titel II des oben genannten Erlasses vom 7. Februar 2012 beseitigt der Betreiber spätestens bei der zehnjährigen Inspektion vor der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung die sicherheitsrelevanten Abweichungen, die zuvor identifiziert wurden. Bei besonderen Schwierigkeiten begründet der Betreiber in den Unterlagen, die dem in Artikel 2.4.1 des Anhangs zur oben genannten Entscheidung vom 15. Juli 2014 genannten Genehmigungsantrag beigefügt sind, die Verschiebung der Behebung dieser Abweichungen über die Zehnjahresinspektion hinaus sowie den entsprechenden Zeitplan. Für Abweichungen, die im Rahmen dieser Zehnjahresinspektion festgestellt wurden und bei dieser nicht behoben werden konnten, begründet der Betreiber den Zeitplan für deren Beseitigung im Rahmen der in Absatz 1 genannten Unterlagen.“

Im Referenzsystem von EDF zur Mängelverwaltung ist eine Feststellung eine materielle Anomalie, die die Einhaltung einer definierten Anforderung an eine für den Schutz der Interessen wichtige Anlage (EIP) in Frage stellen kann. Sie ist Gegenstand der Eröffnung und Verwaltung eines „Aktionsplans ConSTAT“ (PA CSTA) durch das Kernkraftwerk in seinem digitalen Informationssystem.

Alle PA CSTA werden einer Analyse unterzogen. Wenn die Analyse dieser Feststellung zu dem Schluss kommt, dass eine festgelegte Anforderung einer EIP nicht erfüllt ist, handelt es sich um eine Abweichung im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke, und dem PA CSTA wird im digitalen Informationssystem des Kernkraftwerks das Attribut „Abweichung“ zugewiesen.

Jedes Kernkraftwerk sorgt für die Verwaltung aller seiner PA CSTA, um alle PA CSTA, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben, vor der Abweichung im Anschluss an die Abschaltung zur Durchführung der zehnjährigen Inspektion zu beheben. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behandlung einer Abweichung mit Auswirkungen auf die Sicherheit begründet jedes Kernkraftwerk von Fall zu Fall die Akzeptanz der Situation, indem es gegebenenfalls Ausgleichsmaßnahmen vorschlägt und sich auf einen Termin für die Behebung festlegt.

Diese Elemente sind in den Unterlagen festgehalten, die dem Antrag auf Genehmigung einer Abweichung gemäß Artikel 2.4.1 des Anhangs 2014-DC-0444 zum Beschluss vom 15. Juli 2014 beigefügt sind und der ASN zur Genehmigung vorgelegt werden.

Die nachstehende Antwort enthält die Schlussfolgerungen der gemäß der Vorschrift [CONF-A] durchgeführten Analyse.

0.2. ANTWORT

Alle PA CSTA (die Feststellungen und Abweichungen zusammenfassen) bezüglich des Reaktors Nr. 3 sowie diejenigen bezüglich der gemeinsamen Bereiche der Blöcke Nr. 3 und 4 „Block 8“ oder des Standorts „Block 0“ waren Gegenstand einer besonderen Überprüfung während dieser Zehnjahresinspektion im Rahmen des zur Einhaltung der Vorschrift [CONF-A] eingerichteten Verfahrens.

Im Vorfeld des Reaktorstillstands und vor dem Nachfüllen des Brennstoffs in den Reaktortank wurden lokale Überprüfungen durchgeführt, um einerseits die Einhaltung der vor dem Stillstand festgelegten Ziele für die Behandlung von CSTA-PA zu kontrollieren und andererseits die Umsetzung der während des Stillstands festgestellten Mängel sicherzustellen. Eine weitere Überprüfung fand vor der Erstellung des Antragsdossiers für die Abweichungsgenehmigung statt.

Im Anschluss an diesen Prozess wurden alle vor Beginn des Stillstands identifizierten oder während des Stillstands VD4 des Reaktors Nr. 3 festgestellten sicherheitsrelevanten Abweichungen behoben, mit Ausnahme der folgenden 9 Abweichungen:

- Die Abweichung betrifft die Nichtwiedereröffnung der Rücklaufleitung der Dichtungen Nr. 1 der GMPP (Primärpumpenaggregate) in Situation H3 bei Ausfall der IJPP (Einspritzung an den Dichtungen der Primärpumpen). Die Behebung dieser Abweichung besteht in einer baulichen Änderung, deren Ausführungsstudien derzeit laufen. Aufgrund industrieller Einschränkungen konnte diese Abweichung nicht vor der Abweichung von Tricastin 3 behoben werden. Die Umsetzung der Änderung an Tricastin 3 (PNPE1389) erfolgt im Rahmen eines spezifischen Zeitplans und spätestens in Phase B der Änderungen des 4. RP 900. Diese Situation ist akzeptabel, da die Gefährlichkeit dieser Abweichung beim Verlassen des Stillstands VD4 900 sehr begrenzt bleibt.
- Die Abweichung betrifft eine Unterbewertung des Kritikalitätsrisikos durch Verdünnung im Stillstand des Reaktorblocks. Die bevorstehende Umsetzung der Änderung PNPP1797 zur Anbringung eines Borometers am Auslass des chemischen und volumetrischen Kontrollsystems (RCV) wird es ermöglichen, diese Abweichung zu beheben. Diese Änderung wurde im Rahmen eines spezifischen Programms für Tricastin 3 umgesetzt. Ihre Inbetriebnahme, die ursprünglich vor Ende 2022 vorgesehen war, wird vorläufig ausgesetzt, um zusätzliche Untersuchungen durchzuführen. In der Zwischenzeit werden die bereits im Zustand VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Zustand VD4 fortgeführt und ermöglichen es, die Kontrolle über zufällige Transienten homogener Verdünnung in den Abschaltzuständen sicherzustellen.
- Die Abweichung betrifft eine Fertigungsabweichung bei MOX-Brennstoff (Mixed Oxide Fuel) und die Berücksichtigung des Phänomens des Rückstroms am Ende der spaltbaren Säule. Die Behebung dieser Anomalie erfolgt durch eine Änderung der Konstruktion der MOX-Brennelemente durch Einfügen von Hafnium-Keilen am oberen und unteren Ende der im Brennelement enthaltenen spaltbaren Säule. Diese Abweichung wird behoben sein, sobald alle im Reaktorkern vorhandenen MOX-Brennelemente durch Brennelemente ersetzt worden sind, die diese Änderung aufweisen. Die geringe Gefährlichkeit dieser Situation wird in dem spezifischen Dossier zur Bewertung der Sicherheit der Brennelementwechsel für jeden Betriebszyklus sowie durch die Einführung von Ausgleichsmaßnahmen (Anpassung des Überleistungsschutzes und der maximalen Ausfahrposition der Steuerstäbe) begründet.
- Die in der Studie festgestellte Unstimmigkeit betrifft die Unvollständigkeit der Untersuchung eines ungünstigen Szenarios in der mittelfristigen Phase des Stabauswurfunfalls der Kategorie 4. Die Charakterisierungsstudien haben gezeigt, dass bei einem realistischen Charakterisierungsansatz die Einhaltung der Sicherheitskriterien überprüft wird und die Unbedenklichkeit dieser Abweichung nachgewiesen wird. Die Unbedenklichkeit dieser Abweichung wird für jeden Zyklus durch eine Analyse nachgewiesen, die die Einhaltung der Sicherheitskriterien belegt und dem spezifischen Dossier zur Bewertung der Sicherheit der Brennelementladung beigelegt ist.
- Die Abweichung betrifft das Vorhandensein von abgewinkelten internen elektrischen Verbindungen, die nicht durch die Qualifikationsunterlagen für die Motoren der Pumpen zur Reaktorkühlung im Stillstand (RRA) der CPY-Stufe abgedeckt sind. Diese Abweichung betrifft eine einzige RRA-Pumpe im Block 3 von TRICASTIN. Die endgültige Behebung dieser Abweichung erfordert eine Änderung der internen elektrischen Verbindungen der Motoren der RRA-Pumpen. Bis zur endgültigen Behebung werden zusätzliche Maßnahmen getroffen, darunter die Überprüfung der dielektrischen Eigenschaften und der Isolation bei jedem Abschalten zur Brennelementwechsel. Diese am defekten RRA-Pumpenmotor von Tricastin 3 durchgeführten Überprüfungen entsprechen den Erwartungen.

- Die in der Studie festgestellte Abweichung betrifft die unvollständige Begründung der Beherrschung der Reaktivität während der Betriebsphase nach einem Unfall bei bestimmten Transienten. Die Charakterisierungsstudien haben gezeigt, dass bei einem realistischen Charakterisierungsansatz die Einhaltung der Sicherheitskriterien überprüft wird und die Unbedenklichkeit dieser Abweichung nachgewiesen wird. Die Behandlung dieser Abweichung wird derzeit von den Ingenieurzentren definiert.
- Die Abweichung in der Studie bezüglich der Inkonsistenz zwischen den Sicherheitsstudien für einen Unfall der Kategorie ³ aufgrund eines Rohrbruchs in einem Dampfzeuger und dem Änderungsantrag zu Kapitel 6 der Allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit der Vereinfachung des Behälterpegels. Die Charakterisierungsstudien haben gezeigt, dass bei einem realistischen Charakterisierungsansatz die Einhaltung der Sicherheitskriterien überprüft wurde und die Unbedenklichkeit dieser Abweichung nachgewiesen wurde. Die Behebung dieser Abweichung wird derzeit von den Ingenieurzentren definiert.
- Die in der Studie festgestellte Anomalie bezüglich des langsamen Rückgangs des Primärdurchflusses, die nicht durch eine regelmäßige Prüfung abgedeckt ist. Die Charakterisierungsstudien haben gezeigt, dass bei einem realistischen Charakterisierungsansatz die Einhaltung der Sicherheitskriterien überprüft wird und die Unbedenklichkeit dieser Abweichung nachgewiesen wird. Diese Abweichung wird geschlossen, sobald ein neues Kriterium für regelmäßige Prüfungen eingeführt wird, um die Kurve des langsamen Abfalls des Primärdurchflusses zu überprüfen, es sei denn, die Analyse der jüngsten Betriebserfahrungen (REX) ermöglicht es, darauf zu verzichten.
- Die Abweichung betrifft die Nichtqualifizierung der Drucksensoren vor den RRI-Pumpen, die im Falle eines Bruchs die Isolierung des RRI-Abschnitts ermöglichen. Die Charakterisierungsstudien kamen zu dem Schluss, dass das Ziel der auf diesen Sensoren basierenden automatischen Absperrung nicht in Frage gestellt wird und diese Abweichung somit keine Auswirkungen hat. Die Behebung dieser Abweichung besteht in einer baulichen Änderung, für die derzeit Durchführbarkeitsstudien durchgeführt werden. Aufgrund industrieller Einschränkungen konnte diese Abweichung nicht vor der Abweichung von Tricastin 3 behoben werden. Die Umsetzung der Änderung an Tricastin 3 erfolgt im Rahmen der nächsten Teilinspektion im Jahr 2024 (PNRL1978 „Wiederherstellung der Konformität K3 der Druckschalter RRI 005 bis 008 SP“).

0.3. **FAZIT**

Am Ende des VD-Stillstands wurden alle sicherheitsrelevanten Abweichungen, die vor Beginn des VD-Stillstands identifiziert oder während des VD-Stillstands festgestellt wurden, behoben, mit Ausnahme der oben genannten 9 Abweichungen, deren Auswirkungen sehr begrenzt sind. Die Analyse aller CSTA-Aktionspläne wurde der ASN im Antragsdossier für die Abweichungsgenehmigung für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin nach Abschluss seines vierten zehnjährigen Inspektionsbesuchs vorgelegt. Die getroffenen Maßnahmen ermöglichen die Einhaltung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-A].

ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

INHALT

1. KONFORMITÄTSPRÜFUNG	27
1.1. ZIEL	27
1.2. ANTWORT	27
1.2.1. RADIOLOGISCHE RISIKEN	27
1.2.2. NICHT-RADIOLOGISCHE RISIKEN	37
1.2.2.1. Einhaltung gesetzlicher Vorschriften	37
1.2.2.2. Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR	38
1.2.2.3. Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken	39
1.3. SCHLUSSFOLGERUNG	40

1. KONFORMITÄTSPRÜFUNG

1.1. ZIEL

Die ersten Konformitätsprüfungen wurden anlässlich der 2. periodischen Überprüfung der 1300-MWe-Blöcke im Rahmen der Durchführung von ECOT (Blockkonformitätsprüfung) durchgeführt. Dieser Ansatz wurde im Rahmen der periodischen Überprüfungen der Blöcke 1300 MWe (^{2.} RP 1300) und 1450 MWe, bekannt als „N4“ (^{1.} RP N4), sowie zuletzt im Rahmen der ^{3.} RP 900, ^{3.} RP 1300 und ^{2.} RP N4 fortgesetzt.

Die ECOT ist ein ergänzender Prozess zu den gängigen Betriebsvorschriften wie den regelmäßigen Prüfungen (EP), den Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) oder den Wiedezulassungsprüfungen (ER) nach Instandhaltungsmaßnahmen.

Für die 4. periodische Überprüfung des 900-MWe-Reaktors konzentriert sich diese Konformitätsprüfung auf:

- die Prüfung hinsichtlich radiologischer Risiken durch die Durchführung von Kontrollen im Rahmen der ECOT,
- die Prüfung der nicht-radiologischen Risiken durch eine Analyse der Konformität mit den geltenden Vorschriften und durch ergänzende Prüfungen.

Ziel der Konformitätsprüfung ist es, die Konformität der Anlage mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten.

1.2. ANTWORT

1.2.1. Strahlungsrisiken

Allgemeiner Teil Stufe

Das Programm einer ECOT basiert auf den Erfahrungen aus früheren Konformitätsprüfungen (alle Stufen) unter folgenden Gesichtspunkten:

- der Analyse der Entwicklungen der Referenzdokumente seit der letzten ECOT für die betreffende Stufe;
- Prüfung generischer Konformitätsabweichungen und bedeutender Ereignisse generischer Art.
Das wiederholte Auftreten gleichartiger Abweichungen bei einem bestimmten Anlagentyp ist ein Auswahlkriterium für die Aufnahme des Themas in das ECOT;
- Die Prüfung der von EDF initiierten nationalen Ingenieurstudien (Anlagenpark- und Ingenieurprojekte). Diese Projekte wurden ins Leben gerufen, um komplexe Problemstellungen zu behandeln; einige verfügen über eine eigene Konformitätsprüfung, bei anderen wird je nach Erfahrungsrückfluss in dem behandelten Bereich geprüft, ob es sinnvoll ist, Konformitätskontrollen im Rahmen des ECOT durchzuführen.

Ergänzt wird dies durch die Berücksichtigung der ASN-Anforderungen im Anschluss an die Ständige Arbeitsgruppe „Allgemeine Leitlinien des 4. RP 900“.

Die Überprüfung der Übereinstimmung der Blöcke mit dem Referenzzustand zu Beginn der Überprüfung erfolgt vor Ort auf der Grundlage:

- vor Ort durchgeführten Kontrollen durch den Betreiber vor und während der betreffenden zehnjährigen Inspektion,
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Vorschriften sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Wird ein Befund festgestellt, wird eine Charakterisierung vorgenommen, die zur Feststellung einer Nichteinhaltung einer definierten Anforderung an ein für den Schutz der Interessen wichtiges Element (EIP) führen kann oder auch nicht; dies stellt eine Abweichung im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke dar.

Die nachstehende Tabelle gibt einen Überblick über die im Arbeitsprogramm der ECOT 4 RP 900 ausgewählten Themen, den Kontext sowie den Inhalt des Programms für jedes der Themen.

Nr.	Thema	Bereich	Inhalt
1	Bauingenieurwesen	Geringe radiologische und nicht-radiologische Risiken	Die EIPr bestehen aus den endgültigen Rückhaltebecken und Sickergruben, die an allen Bauwerken vorhanden sind. Dabei handelt es sich um Bauwerke, die eine Seite aufweisen, die in direktem Kontakt mit der Umwelt steht, und bei denen ein Undichtigkeitsfehler zu einer direkten Umgehung der Sicherheitshülle und zu einer Freisetzung in die Umwelt ohne Möglichkeit einer zusätzlichen Sammlung führen könnte. Der Zustand dieser EIPR wird regelmäßig durch die Anwendung der PBMP für den Tiefbau (GC) überprüft. Somit umfasst der Umfang der Kontrollen für das ECOT ⁴ RP 900 umfasst die Erstellung eines Berichts über die Umsetzung der PBMP im Hinblick auf diese EIPR, eine Aufstellung der festgestellten Mängel sowie gegebenenfalls der durchgeführten Instandsetzungsmaßnahmen.
			In Übereinstimmung mit dem ECOT ³ RP 1300 wird beschlossen, eine Konformitätsprüfung der Gebäude für die Klimatisierung (BAC) durchzuführen, die auf der Bilanz der Umsetzung des PBMP GC basiert.
			Es wurde beschlossen, eine Konformitätsprüfung der BONNA-Galerien und -Rohrleitungen des SEC-Kreislaufs durchzuführen. Diese Prüfung stützt sich auf die PBMP-Ergebnisse.
2	Als EIPI identifizierte Anlagen	Mängel	Überprüfung der ordnungsgemäßen Funktion der Anlagen auf der Grundlage der Ergebnisse regelmäßiger Prüfungen, dokumentarische Überprüfung der Anlagenlisten und der zugehörigen Betriebsunterlagen.
3	Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen (EIPS)	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Überprüfung der organisatorischen und dokumentarischen Vorkehrungen von MQCA, stichprobenartige Überprüfung der Materialien und, sofern möglich, der Materialien, bei denen seit dem 3 RP Abweichungen oder ESS festgestellt wurden.
4	Blitzschlag	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	Kontrollen der Einhaltung <i>vor Ort</i> der Bestimmungen der Blitzrisikobewertung, der Wartungsanweisungen und des Blitzschlagprotokolls.
5	Besonderheiten bei der Auslegung von Sicherungssystemen	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Dokumentenprüfung der mechanischen Schemata von 11 Systemen, die für die Auslegungsunfälle im Rahmen des Sicherheitsnachweises erforderlich sind.
6	Überprüfung der Bearbeitung der Feststellungen	Alle Bereiche	Überprüfung der Feststellungsblätter und/oder PA CSTA, stichprobenartige Überprüfung der Wirksamkeit der Bearbeitungsmaßnahmen zum Abschluss der Feststellungen.
7	Rohrleitungen	Alle Bereiche	<i>Vor-Ort-Kontrollen</i> von Rohrleitungen und SER-Behältern: „Rohrleitungen aus Schwarzstahl“, „Rohrleitungen unter Wärmedämmung“, „ <i>empfindliche Durchführungen</i> “.
8	Erdbeben – Stützkonstruktion	Strahlungsrisiken (Thema: Beschädigungen)	<i>Vor-Ort-Prüfung</i> der Halterungen unter Einbeziehung der Konformitätsprüfung mit den RIS-Anti-Peitschen-Rahmenplänen des CPY.
9	Erdbeben – Verankerung	Strahlungsrisiken (Thema: Aggressionen)	<i>Vor-Ort-Prüfung</i> der Verankerungen. Das ursprüngliche Programm wird durch die Einbeziehung der Konformitätsprüfung mit dem Plan der RIS-Anti-Peitschen-Rahmen des CPY ergänzt.
10	Eindämmung – Belüftung	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen/Unfälle)	<i>Vor-Ort-Prüfung</i> der Dichtheit von Auffangvorrichtungen (Leckageauffangbehälter, Handschuhkästen) und Lüftungskanälen.
11	Brand	Strahlungsrisiken (Thema: Angriffe)	Überprüfung der ordnungsgemäßen Umsetzung der nach dem 3 RP beschlossenen Änderungen, Überprüfung der Betriebsunterlagen und Bilanz der Kontrollen der Brandschutztrichter.
12	Explosion	Strahlungsrisiken (Thema: Beschädigungen)	<i>Vor-Ort-Prüfung</i> von Rohrleitungen, in denen explosionsgefährliche Stoffe transportiert werden, Dichtheitsprüfung mit einem Explosimeter, Überprüfung der örtlichen Beschilderung.
13	Innenüberflutung	Strahlungsrisiken (Thema: Angriffe)	Für das Elektroraumbauwerk und die unmittelbar angrenzenden Peripheriegeräte: <i>Vor-Ort-Prüfung</i> von Siphons, Abflussrinnen, Auffangwannen und Trichtern sowie Überprüfung der Konformität der Betriebsunterlagen.
14	Externe Überschwemmung	Strahlungsrisiken (Thema: Angriffe)	Überprüfung der Konformität der Betriebsanweisungen, der Krisenorganisationsanweisungen und der damit verbundenen materiellen Vorkehrungen.
15	Lokale Krisenausrüstung (MLC)	Strahlungsrisiken (Thema SOH)	Überprüfung der Betriebsunterlagen und der Kennzeichnung der MLC.

Ergänzungen zum ECOT

Das ECOT-Programm, bestehend aus den 15 im vorigen Absatz aufgeführten Themen, wurde ergänzt durch:

- sogenannten „CONF1“-Vor-Ort-Besichtigungen mit Kontrollen *vor Ort*, um die Konformität der ausgewählten EIPS-Ausrüstung sicherzustellen, wobei insbesondere die unmittelbare Umgebung dieser Anlagen. Bei den für diesen Ansatz ausgewählten EIPS-Anlagen handelt es sich um Anlagen, die direkt zum Rückzug und zur Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands beitragen: die Notstromversorgungspumpen der ASG-Dampferzeuger (Motorpumpen und Turbopumpen), die Motorpumpen für die Versorgung mit gefiltertem Rohwasser (SEC), die (Diesel-)Motoren der Notstromaggregate LHP und LHQ sowie deren Hilfseinrichtungen.
- Zusätzliche Kontrollen, zu deren Durchführung sich EDF in verschiedenen Bereichen verpflichtet hat:
 - Sichtprüfungen der Rohrleitungen in Bodennähe im Reaktorgebäude (BR),
 - Sichtprüfungen der Sensoren im BR,
 - Prüfungen der Halterungen des Brandschutznetzes JPI,
 - Prüfung der Halterungen im BR, im BAN, im BK und in den BW,
 - Dichtheitsprüfungen der Dachtrichter der Dieselgebäude,
 - Prüfung der Schraubverbindungen,
 - Prüfung einer Stichprobe von Rohrleitungen der Brandschutzkreisläufe außerhalb des Elektroraums (BL),
 - Prüfungen der Relais, Sicherungshalter und Anschlüsse in den Schaltschränken außerhalb des Reaktorgebäudes, die für Unfallbedingungen der Erdbebenklasse K3 qualifiziert sind,
 - zusätzliche Kontrollen der ortsfesten Löschanlagen des Brandbekämpfungsnetzes.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf. [Bilanz des Zustands des Blocks](#)

Der Standort Tricastin hat die Prüfungen im Rahmen der Programme zu den verschiedenen Themen des ECOT durchgeführt.

Für Block 3 von Tricastin und die zugehörigen gemeinsamen Anlagen (Block 8) wurden alle im Rahmen der Programme zum Ablauf der VD4 geforderten Kontrollen durchgeführt, und eine Zusammenfassung der Ergebnisse wurde der ASN vor der Abweichung übermittelt.

Gemäß den geltenden Vorgaben wurde der ASN innerhalb von drei Monaten nach der Abweichung vom VD4-Stillstand ein Bericht übermittelt.

Thema „Bauingenieurwesen“

Die durchgeführten Kontrollen bestehen darin, einen Bericht über die Umsetzung der PBMP in Bezug auf die EIPR und die Zulauf- und Ableitungsrohre aus Stahlbeton (CBAT) des SEC-Kreislaufs zu erstellen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Tiefbau“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt und ausgewertet. Sie betreffen die Umsetzung des Basisprogramms für vorbeugende Instandhaltung im Bereich Tiefbau für die 49 EIPR-Anlagen der Bauabschnitte 3 und 8 sowie die Zulauf- und Ablaufleitungen aus Stahlbeton.

Die festgestellten Mängel wurden behoben (Maßnahmen durchgeführt oder Beibehaltung des Ist-Zustands begründet).

Die im Rahmen der Instandhaltungsbilanzen festgestellten Abweichungen wurden vor der Abweichung der VD4 behoben. Es bestehen keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des Regelwerks „Abweichungen“).

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Tiefbau“ die Bewertung der Konformität der Blöcke 3 und 8 von Tricastin mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um das Sicherheitsniveau der Anlage in Fortführung der vorherigen Prüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „EIPi-Ausrüstung“

Ziel des Themenbereichs „EIPi“ ist es, die Vollständigkeit der vorbeugenden Wartung der EIPi zu überprüfen und die Konformität des Zustands der Ausrüstung nach der durchgeführten Wartung zu kontrollieren.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „EIPi“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt. Die bei diesen Kontrollen festgestellten Anomalien wurden behoben, keine davon wurde als Abweichung eingestuft. Es gibt keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „EIPi“ die Bewertung der Konformität der Blöcke 3 und 8 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu festigen, wobei die Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen einbezogen wurden.

Thema „Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen“

Das Ziel des Themas „Qualifizierung von Ausrüstungen unter Unfallbedingungen“ besteht darin, zu überprüfen, ob die vorgeschriebenen Maßnahmen zur Gewährleistung der Dauerhaftigkeit der Qualifizierung in die lokalen Organisationen integriert sind.

Es wurden Überprüfungen der organisatorischen Vorkehrungen durchgeführt und 257 für Störfallbedingungen qualifizierte Ausrüstungen (MQCA) wurden physisch am Reaktorblock kontrolliert. Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Qualifizierung für Störfallbedingungen“ geforderten Kontrollen wurden für die Reaktorblöcke 3 und 8 durchgeführt.

Die Feststellungen in Bezug auf die Blöcke 3 und 8 wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Die festgestellte Abweichung wurde behoben. Nach der Abweichung besteht keine Abweichung mehr in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des Regelwerks „Abweichungen“).

Die ECOT-Kontrollen zum Thema MQCA haben es ermöglicht, zu überprüfen, dass die umzusetzenden dauerhaften Maßnahmen ordnungsgemäß in die lokale Organisation integriert sind.

Im Einklang mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Eignung der Ausrüstung für Störfallbedingungen“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks 3 von Tricastin mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage zu stärken. Dies geschah in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

Thema „Blitzschlag“

Ziel des Themas „Blitzschlag“ ist es, sicherzustellen, dass die Vorgaben des Referenzrahmens „Blitzschlag“ eingehalten werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Blitzschlag“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Die Auswertung der Ergebnisse ergab keine Anomalien, die eine festgelegte Anforderung in Frage stellen könnten. Die festgestellten Anomalien wurden behoben (Maßnahmen durchgeführt oder Beibehaltung des Zustands begründet).

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Blitzschlag“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Tricastin mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzsystem, um die Sicherheit der Anlage zu festigen, in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

Thema „Konstruktionsspezifika der Sicherheitssysteme“

Ziel des Themas „Besonderheiten der Auslegung von Sicherheitssystemen“ ist es, die Unterschiede zwischen den mechanischen Schemata des Kraftwerks und den mechanischen Schemata des Blocks für die ausgewählten Systeme des betreffenden Blocks (RIS, ASG, EAS, ETY, RRA, SEC, RRI, GCT A, RCV, REA, PTR) zu überprüfen.

Die vorgeschriebenen Planprüfungen wurden durchgeführt. Soweit erforderlich, wurden Vor-Ort- oder Dokumentenprüfungen durchgeführt, um die Konformität der Anlage von Block 3 zu überprüfen. Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Besonderheiten der Auslegung von Sicherungssystemen“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Alle in den Plänen von Block 3 festgestellten Unstimmigkeiten wurden behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt. Es gibt keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Prüfungen für dieses Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Besonderheiten der Auslegung von Sicherungssystemen“ ermöglichten es, die Konformität von Block 3 in Tricastin mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Regelwerk zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „Überprüfung der Bearbeitung von Feststellungen“

Ziel des Themas „Überprüfung der Bearbeitung von Feststellungen“ ist es, die Robustheit des Prozesses zur Bearbeitung von Feststellungen im Kernkraftwerk Tricastin zu überprüfen.

Das ECOT-VD4-Kontrollprogramm zu diesem Thema umfasst zwei Teile, die Folgendes betreffen:

- die Bearbeitung von materiellen Abweichungen mit dem Status „abgeschlossen, aber nicht erledigt“,
- eine „Überprüfungs“-Kontrolle, die sich auf die Qualität der Charakterisierungsphasen konzentriert
Feststellungen, Bearbeitung von Abweichungen und die Angemessenheit sowie die Wirksamkeit der Abhilfemaßnahmen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Überprüfung der Bearbeitung von Feststellungen“ angeforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Bei allen PA CSTA mit dem Status „Abweichung: ja“ und „nicht abgeschlossen“ in EIPs wurden die Abschlussbedingungen erneut überprüft. Alle konnten somit in ihrem aktuellen Zustand begründet werden.

Die Kontrolle vom Typ „Überprüfung“ ist konform.

Bei diesen Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt. Abweichend davon gibt es keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung des Themas „Überprüfung der Bearbeitung von Feststellungen“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 von Tricastin mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „Rohrleitungen“

Ziel dieses Themas ist es, die Unversehrtheit der Rohrleitungen aus Schwarzstahl (außer Brandschutz- und TRICE-Rohrleitungen) zu überprüfen, insbesondere an den Durchführungen durch die Reaktorkappe und die Betonwand für die Systeme ASG, EAS, ETY, LLS, PTR, RIS, SED und SER. Ziel ist es, generell zu überprüfen, dass diese Rohrleitungen keine Mängel aufweisen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Rohrleitungen“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt. Die bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden behoben (Maßnahmen durchgeführt oder Beibehaltung des Zustands begründet).

Angesichts aller durchgeführten Analysen und Maßnahmen bestehen zu diesem Thema keine Abweichungen hinsichtlich der ECOT-Kontrollen (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Rohrleitungen“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen, wobei die Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen einbezogen wurden.

Themen „Erdbeben – Halterungen“ und „Erdbeben – Verankerungen“

Ziel der Themen „Erdbeben – Verankerungen“ und „Erdbeben – Auflager“ ist es, einen Überblick über den Stand der Umsetzung der PBMP zu erstellen.

Im Falle eines Erdbebens muss die Anlage gewährleisten, dass die Integrität des Primärkreislaufs erhalten bleibt, der Reaktor abgeschaltet und in einem sicheren Zustand gehalten wird sowie die radiologischen Folgen interner Unfälle begrenzt werden.

Alle im Rahmen des Programms zu den Themen „Erdbeben – Stützen“ und „Erdbeben – Verankerungen“ wurden gemäß dem Referenzrahmen der Basisprogramme für vorbeugende Instandhaltung (PBMP) durchgeführt.

Bestimmte bei den Kontrollen zu den Themen „Erdbeben – Halterungen“ und „Erdbeben – Verankerungen“ festgestellte Anomalien stellen nachgewiesene oder sich abzeichnende Abweichungen von den Konformitätsanforderungen dar.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Unregelmäßigkeiten wurden analysiert, begründet und/oder behoben.

Angesichts aller durchgeführten Analysen und Maßnahmen bestehen zu diesen Themen keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Kontrollen (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zu den Themen „Erdbeben – Stützen“ und „Erdbeben – Verankerungen“ die Bewertung der Konformität von Block 3 in Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu konsolidieren, wobei die Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen einbezogen wurden.

Thema „Einschluss – Belüftung“

Ziel des Themas „Einschluss – Belüftung“ ist es, die Kontrollmaßnahmen zu konsolidieren, die sich aus den Ergebnissen des vorherigen Konformitätsprüfungsprogramms ergeben, und zusätzliche Kontrollen an den Abschnitten der Kanäle oder an den Erfassungsvorrichtungen durchzuführen, die möglichst nah am Risiko installiert wurden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Eindämmung – Belüftung“ geforderten Kontrollen wurden für Block 3 durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt. Es gibt keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

Im Einklang mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Eindämmung-Belüftung“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 von Tricastin mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu festigen, wobei die Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen einbezogen wurden.

Thema „Brand“

Ziel des Themas „Brand“ ist es, einerseits den Prozess der Integration der Änderungen des Projekts zur Brandrisikokontrolle (MRI) und bestimmter lokaler Änderungen, die zwischen den Abschaltungen VD3 und VD4 (Referenzrahmen zu Beginn der Überprüfung) vorgenommen wurden, zu überprüfen und andererseits die Bilanz der PBMP-Besichtigungen der Brandschutzschächte zu kontrollieren.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Brand“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt. Die bei diesen Kontrollen festgestellten Abweichungen wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt. Es gibt keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Brand“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks 3 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen, wobei die Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen einbezogen wurden.

Thema „Explosion“

Das Ziel des Themas „Explosion“ ist die Durchführung:

- externe Sichtprüfungen der Rohrleitungen, einschließlich in schwer zugänglichen Bereichen, an wärmeisolierten Abschnitten (die entwärmt werden müssen) und an Durchführungen,
- Dichtheitsprüfungen in der Nähe der an diesen Rohrleitungen installierten Armaturen mithilfe eines Explosimeters,
- die Überprüfung des Vorhandenseins von Kennzeichnungsschildern an den Rohrleitungen.

Der Umfang der Kontrollen erstreckt sich auf die Leitungssysteme, in denen explosive Flüssigkeiten transportiert werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Explosion“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt. Die bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt. Abweichend davon gibt es keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des Regelwerks „Abweichungen“).

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Explosion“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks 3 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Themen „Interne Überschwemmung“

Das Ziel des Themas „Interne Überschwemmung“ besteht darin, die materiellen und dokumentarischen Schutzvorkehrungen gegen das Risiko einer internen Überschwemmung zu überprüfen. Diese Konformitätsprüfung betrifft offene Durchführungen (Siphons, Gullys, Rinnen) und geschlossene Durchführungen (Trichter) der elektrischen Gebäude (BL) und der Peripheriegebäude (BW).

Sämtliche Konformitätsprüfungen der Wartungsinspektionen und der Materialien wurden gemäß dem Programm des Themas „Interne Überschwemmung“ durchgeführt.

Im Rahmen dieser Kontrollen wurden keine Unregelmäßigkeiten oder Abweichungen festgestellt.

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Interne Überschwemmung“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Tricastin mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu festigen, wobei die Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen einbezogen wurden.

Themen „Externe Überflutung“

Die im Rahmen der ECOT durchgeführten Kontrollen zum Thema „Externe Überschwemmung“ zielen darauf ab, den Anforderungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 zur Überprüfung der Umsetzung der Studien des 4 RP 900 zu entsprechen.

Das Ziel des Themas „Externe Überschwemmung“ ist:

- die ordnungsgemäße Umsetzung des neuen Referenzrahmens zu überprüfen, der den ASN-Leitfaden Nr. 13 umsetzt.
- den Zustand der baulichen Vorkehrungen (Spundwände, Rückschlagklappen, Absperrvorrichtungen, Schwellen) zu überprüfen Metallkonstruktionen und Betonaufbauten, mobile Pumpen und Stromaggregate...).
- Überprüfung der korrekten Integration des neuen Referenzsystems für die Standortorganisation.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Externe Überschwemmung“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle festgestellten Mängel wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt. Bei der Abweichung gibt es keine Abweichung in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Externe Überschwemmung“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „Lokale Notfallausrüstung“

Ziel des Themas „Lokale Notfallausrüstung“ ist es, die Einsatzbereitschaft der lokalen Notfallausrüstung (MLC) zu überprüfen, die mobile Sicherheitsausrüstung, den internen Notfallplan und den „Post-Fukushima“-Notfallplan sowie persönliche Schutzausrüstung umfasst, die im Falle eines Unfalls eingesetzt werden kann.

Nach dem Unfall von Fukushima wurden die damit verbundenen Anforderungen und die dauerhafte Organisation zur Gewährleistung der Einsatzbereitschaft der lokalen Krisenausrüstung neu definiert.

Das Kontrollprogramm von ECOT basiert auf:

- der Überprüfung der Funktionsfähigkeit der Anlagen und Ausrüstung,
- der Überprüfung der Einhaltung der dokumentarischen und organisatorischen Anforderungen.

Die mit den 27 MLC verbundenen Materialien wurden alle überprüft (Funktionsfähigkeit, dokumentarische und organisatorische Anforderungen). Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Lokale Krisenausrüstung“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Die festgestellten Unregelmäßigkeiten wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt. Bei der Abweichung gibt es keine Abweichung in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Lokale Notfallausrüstung“ die Bewertung der Konformität von Tranche Nr. 3 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu festigen, wobei die Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen einbezogen wurden.

Thema „Vor-Ort-Besichtigungen“

Das Ziel des Themas „ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ besteht darin, Besichtigungen sicherheitsrelevanter Anlagen durchzuführen, um auf der Grundlage von Kontrollen vor Ort einen übergreifenden Überblick zu gewinnen und deren Konformität sicherzustellen (ASG, SEC und LHP/Q).

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Vor-Ort-Besichtigungen“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle festgestellten Mängel wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Es gibt keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Vor-Ort-Besichtigungen“ die Bewertung der Konformität von Tranche Nr. 3 von Tricastin mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage zu festigen, und zwar in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

Thema „Gezielte ergänzende Kontrollen“

Das Ziel des Themas „Gezielte ergänzende Kontrollen“ besteht darin, die ergänzenden Kontrollen zur ECOT VD4 gemäß den von EDF im Rahmen der Anweisung zur ECOT VD4 900 MWe eingenommenen Positionen und ergriffenen Maßnahmen vorzuschreiben.

Sämtliche Materialien, die von den 9 im Rahmen des Programms zum Thema „gezielte ergänzende Kontrollen“ wurden überprüft.

Bei diesen Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

Alle festgestellten Anomalien wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt. Zusammenfassend lässt sich sagen, dass es keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema gibt (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „gezielte Zusatzkontrollen“ die Bewertung der Konformität des Blocks 3 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu festigen, wobei die Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen einbezogen wurden.

1.2.2. Nicht-radiologische Risiken

1.2.2.1. Einhaltung der behördlichen Vorschriften

Allgemeiner Teil Reaktorblock

Die wichtigsten für die CPY-Stufe geltenden Rechtsvorschriften in Bezug auf konventionelle Risiken sind:

- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs über nukleare Sicherheit und grundlegende kerntechnische Anlagen, insbesondere die Artikel L.593-18 und L.593-19;
- Geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen;
- Beschluss Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 16. Juli 2013 über die Begrenzung von Belästigungen und der Auswirkungen von Kernkraftwerken auf Gesundheit und Umwelt, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 zur Genehmigung der Entscheidung Nr. 2016-DC-0569.

Die Einhaltung der Vorschriften durch die Anlage wird durch eine Abfolge von Schlüsselschritten sichergestellt: Ermittlung der Rechtsvorschriften und Anforderungen, Bewertung des entsprechenden Konformitätsstatus, Behandlung teilweise oder nicht eingehaltener Anforderungen im Rahmen des Konformitätsmanagements, regelmäßige Neubewertung des Konformitätsstatus.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Ergebnisse der Überwachung der Einhaltung der Vorschriften sind in Teil II – Kapitel 1 – § 1.1.2.2.

Im Rahmen der Anforderungen an das Compliance-Management in Bezug auf nicht-radiologische Risiken hat das Kernkraftwerk Tricastin Studien in Auftrag gegeben, um seine Eindämmungsstrategie gemäß Artikel 4.3.6 der Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 zu verbessern. Die Studien kommen zu dem Schluss, dass kein Risiko eines Ausflusses an den nicht eingedämmten Ableitungen besteht, unabhängig davon, ob dieser durch eine Verschüttung bei der Handhabung in einem Lager- oder Aufbewahrungsbereich für gefährliche Stoffe oder durch einen Unfall in diesen Bereichen verursacht wird. Somit sind in Bezug auf die nicht eingedämmten Ableitungen keine Änderungen und keine zusätzlichen Eindämmungsvorrichtungen erforderlich. Darüber hinaus wurde der Studienbericht zur Analyse der Machbarkeit einer Eindämmung eines Austritts (infolge von Handhabungsvorgängen oder eines Unfalls) in Verbindung mit Regenwasser im März 2021 an die ASN übermittelt. Eine Änderung, die die Eindämmung eines Austritts gefährlicher oder radioaktiver Stoffe in Verbindung mit Regenwasser gewährleistet, wurde geprüft. Im Hinblick auf die Umsetzung dieser Änderung befindet sich der detaillierte Vorentwurf derzeit in der Validierungsphase.

1.2.2.2. Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR

Allgemeiner Teil Stufe

Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 definiert somit ein wichtiges Element für den Schutz:

„wichtiges Element für den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Schutz der Natur und der Umwelt), d. h. Struktur, Ausrüstung, System (geplant oder ungeplant), Material, Komponente oder Software, die in einer Kernkraftanlage vorhanden sind oder unter der Verantwortung des Betreibers stehen und eine für den Nachweis gemäß Artikel L.597-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs erforderliche Funktion erfüllen oder die Kontrolle darüber gewährleisten, dass diese Funktion erfüllt wird“.

Die für den Schutz der Interessen gegenüber konventionellen Risiken (EIPR) der CPY-Stufe wichtigen Elemente sind die Rückhaltebecken und Auffangbecken, die als letzte Barriere (Bauwerk, bei dem mindestens eine Seite in direktem Kontakt mit der Umwelt steht) identifiziert wurden und eine letzte Barriere für den Umweltschutz darstellen.

Ein den Risiken angemessenes Vorgehen, das sich nach der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen richtet, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, *die „aus ökologischer Sicht besonders beachtenswert“ sind*. Für diese Stoffe werden die EIPR auf aktive Anlagen ausgeweitet, die zur Rückhaltung von Flüssigkeiten beitragen. Darüber hinaus stellen die Endanlagen im Regenwassernetz als letzte Isolationsanlagen vor der Einleitung in die Umwelt ebenfalls EIPR dar.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen an die EIPR wird durch eine regelmäßige Überprüfung ihrer ordnungsgemäßen Funktion und Lage sichergestellt. Für die historischen EIPR (Sammelschächte und Endrückhaltebecken) wurde beschlossen, eine Bestandsaufnahme der Umsetzung der vorbeugenden Instandhaltungsprogramme vorzunehmen. Ein solcher Ansatz läuft darauf hinaus, eine Bilanz des Instandhaltungsprogramms für den Tiefbau zu ziehen, was im Übrigen bereits im Rahmen des Themas „Tiefbau“ des ECOT des 4. RP 900 gefordert wird (vgl. Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 1 – § 1.2.1). Dies trägt zur Erfüllung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] bei. Ergänzend wird EDF die Ergebnisse der Kontrollen vorlegen, die im Rahmen der Überprüfung der Angemessenheit der laufenden Kontroll- und Instandhaltungsmaßnahmen im Hinblick auf ihre Ziele und die entsprechenden besten verfügbaren Techniken durchgeführt wurden.

Die Liste der neuen Anlagen mit EIPR-Status (aktive Anlagen mit „*beachtlichen* Umweltauswirkungen“ und endgültige Bauwerke im Rahmen der SEO) wurde erstellt.

Spezifischer Teil zu Tranche 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Status „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Gemäß der im Rahmen des ECOT des 4. RP 900 geforderten Planung wurden die Sickergruben und Endlager von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin überprüft. Alle festgestellten Mängel wurden behoben.

1.2.2.3. Zusätzliche Untersuchungen an den unterirdischen Bauwerken

Allgemeiner Teil Palier

Das Programm „*Unterirdische oder schwer zugängliche Rohrleitungen in Kanälen*“ ist ein im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführtes ergänzendes Kontrollprogramm.

Der umgesetzte Ansatz umfasst vier Schritte:

1. Risikoanalyse:
Phase 1: Erfassung der Eingangsdaten und Bestandsaufnahme der Rohrleitungen, Phase 2: elektronische Verarbeitung dieser Daten und Analyse der Ergebnisse, Phase 3: Festlegung der durchzuführenden Inspektionen.
2. Inspektionen vor Ort: Inspektionen von außen und/oder von innen, je nach Konfiguration der Rohrleitungen,
3. Diagnosen,
4. Eventuelle Reparaturen an den Rohrleitungen oder ein Überwachungs-/Austauschprogramm.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Stillstandszustand auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Kontrollen wurden im Rahmen des 4. Reaktorperiodenplans (RP) von Tricastin 1 durchgeführt und sind für alle Reaktoren des Kernkraftwerks Tricastin abschließend.

Die Zusammenfassungen für das Kernkraftwerk Tricastin kommen zu dem Schluss, dass die im Umfang enthaltenen Rohrleitungen ihre Funktion über das 4. RP hinaus erfüllen können, mit Ausnahme des JPU-Netzes, das einer Zwischenprüfung unterzogen werden muss.

Die Bewertung der Eignung der unterirdischen und schwer zugänglichen Rohrleitungen des Kernkraftwerks Tricastin über die VD4 hinaus basiert auf der Methode „*Fitness For Service*“ (FFS), die sich an der internationalen Praxis orientiert, sowie auf den Ergebnissen von Inspektionen mittels Fernerkundung (ITV). Diese Methode ermöglicht es, den Zustand der inspizierten Rohrleitungen zu einem späteren Zeitpunkt zu beurteilen. Das Kernkraftwerk Tricastin wendet die Schlussfolgerungen dieser Bewertung an, die zu einer lokalen Ergänzung geführt hat.

Um die Zuverlässigkeit des Vorgehens zu erhöhen, wurden in Tricastin Kontrollen an Rohrleitungen in Kanälen durchgeführt, die mit Umweltaspekten verbunden sind (KER, TER, SEK). Bei insgesamt mehr als 200 m, die mittels ITV inspiziert wurden, wurden keine Mängel festgestellt. Angesichts dieser Ergebnisse ist die Angemessenheit des Programms „*Unterirdische oder schwer zugängliche Rohrleitungen in Kanälen*“ erwiesen, und die Methodik sieht keine Erweiterung vor.

Bei diesen Kontrollen wurden keine metallurgischen Mängel festgestellt, die die Konformitätsprüfung von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin in Frage stellen würden.

1.3. SCHLUSSFOLGERUNG

Die Überprüfung der tatsächlichen Konformität der Blöcke mit dem Referenzzustand erfolgt vor Ort auf der Grundlage:

- durch den Betreiber durchgeführte Kontrollen *vor Ort*;
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Vorschriften sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Sämtliche im Rahmen des Konformitätsprüfungsprogramms vorgeschriebenen Kontrollen sowie die ergänzenden Kontrollen im Rahmen der ECOT (Vor-Ort-Besichtigungen und gezielte Kontrollen) wurden am Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin im Rahmen seiner regelmäßigen Überprüfung im Rahmen der 4-jährigen Inspektion durchgeführt.

Die festgestellten Anomalien wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Es bestehen keine Abweichungen hinsichtlich der im Rahmen der Konformitätsprüfung durchgeführten Kontrollen.

Zusammenfassend bestätigen die im Rahmen der Konformitätsprüfung des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführten Kontrollen und Maßnahmen die Eignung des Blocks 3 für die Fortsetzung des Betriebs im Zehnjahreszeitraum VD4-VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen.

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ZUSÄTZLICHE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

INHALT

2. PROGRAMM FÜR ZUSÄTZLICHE UNTERSUCHUNGEN (PIC)	43
2.1. ZIEL	43
2.2. ANTWORT	43
2.3. FAZIT	45

2. PROGRAMM FÜR WEITERFÜHRENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

2.1. ZIEL

Die Durchführung des Programms für ergänzende Untersuchungen „PIC“ ist ein Vorhaben, das darauf abzielt, die Relevanz der vorbeugenden Instandhaltung der Anlagen zu untermauern und das Fehlen von Betriebsschäden in Bereichen zu bestätigen, die üblicherweise nicht kontrolliert werden.

Bislang wurden PIC im Rahmen der zweiten und dritten zehnjährigen Inspektionen der 900-MWe- und 1300-MWe-Blöcke sowie der zweiten zehnjährigen Inspektionen der 1450-MWe-Blöcke erstellt und umgesetzt. Die im Rahmen des PIC vorgeschlagenen Prüfungen werden ergänzend zu den geltenden Überwachungs- und Wartungsrichtlinien festgelegt.

Das Hauptziel des PIC besteht darin, sicherzustellen, dass die in den Wartungsprogrammen zugrunde gelegten Annahmen, wonach in den als nicht beschädigungsanfällig geltenden und nicht überwachten Bereichen keine Verschlechterung vorliegt, nicht in Frage gestellt werden.

2.2. ANTWORT

Allgemeiner Teil Lager

Der Ansatz zur Erstellung des PIC besteht darin, die Angemessenheit zwischen der durchgeführten Instandhaltung und dem Kenntnisstand über die identifizierten Verschleißmechanismen im Betrieb zu analysieren. Er stützt sich hauptsächlich auf:

- der Analyse des Instandhaltungs- und Überwachungsreferenzsystems,
- den Erfahrungswerten aus früheren PICs,
- die Analyse des Prozesses zur Bewältigung der Alterung,
- Erfahrungsberichte aus dem nationalen und internationalen Betrieb,
- die Analyse der im Rahmen des ECOT-Programms ausgewählten Themen,
- die Analyse der Aufrechterhaltung der Qualifikation von unter U n f a l l bedingungen qualifizierten Materialien (MQCA).

Dieser Ansatz ermöglicht die Erstellung eines Untersuchungsprogramms auf der Grundlage der Prüfung der für den Schutz der Interessen wichtigen Elemente (EIP), die nicht Gegenstand eines speziellen regelmäßigen Überwachungsprogramms sind.

Dieses Untersuchungsprogramm definiert die zu untersuchenden Bereiche, die zerstörungsfreien Prüfungen und die durchzuführenden Gutachten, wobei die angestrebten Ziele sowie die Begründungen für die Auswahl dieser Bereiche präzisiert werden. Zerstörungsfreie Prüfungen werden gegenüber Gutachten bevorzugt.

Die Prüfungen werden stichprobenartig verteilt, um zu vermeiden, dass dieselben Prüfungen an mehreren Blöcken desselben Standorts durchgeführt werden. Die Auswahl der Blöcke CPY oder CP0 basiert auf der Analyse der verschiedenen Konfigurationen der Block- oder Podestkonstruktion (sofern keine Besonderheiten vorliegen, richtet sich die Auswahl nach einer angemessenen Verteilung auf die verschiedenen zwischen 2019 und 2023 geplanten Zehnjahresinspektionen).

Die geplanten Untersuchungen werden im Wesentlichen im Rahmen der zehnjährigen Inspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Untersuchungen Auffälligkeiten festgestellt, werden diese gemäß den geltenden Vorschriften behandelt. Gegebenenfalls, bei Feststellung eines unerwarteten Mechanismus:

- wird die ursprünglich vorgeschlagene Stichprobe entsprechend der Bewertung des mit der Feststellung dieses Mechanismus verbundenen Risikos erweitert (reaktive Aktualisierung innerhalb von 6 Monaten),
- wird das Instandhaltungshandbuch innerhalb von zwei Jahren nach Erstellung der Gesamtzusammenfassung des PIC und nach Analyse der konsolidierten Ergebnisse aktualisiert.

Die Anwendung der Methodik zur Festlegung des Anwendungsbereichs des PIC 4 · RP 900 führte zur Auswahl von drei Bereichen, die die EIP abdecken:

- Bereich „Schaltungen und Geräte CPP und CSP“,
- Bereich „Schaltungen und Geräte außerhalb von CPP und CSP“,
- Bereich „Bauwesen“.

Was den Bereich „Elektrische Ausrüstung und Leittechnik“ betrifft, so werden im Rahmen des PIC 4^{ème} RP 900 keine Maßnahmen durchgeführt, da alle EIP einer systematischen Untersuchung (und bei Bedarf damit verbundenen Untersuchungen) unterzogen wurden, um ihre Qualifizierung auf Unfallbedingungen auszuweiten (siehe Teil III – Abschnitt 2).

Es ist anzumerken, dass der Untersuchungsumfang die Strukturen und Komponenten berücksichtigt, die zur Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken, zur Begrenzung von Freisetzen in die Umwelt und zur Zuverlässigkeit der Kreisläufe beitragen, die eine Funktion nach einem Unfall gewährleisten.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen des 4 · RP 900 für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführten Prüfungen ergaben keine Abweichungen. Die festgestellten Anomalien wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Zum gegenwärtigen Zeitpunkt bestätigen die Ergebnisse die Annahme, dass im Betrieb keine nennenswerten Abweichungen in Bereichen aufgetreten sind, die üblicherweise nicht überwacht werden.

Bezeichnung der Untersuchung oder Begutachtung	System	Ziel	Ergebnisse
Durchströmungsprüfung von 4 Verbindungsschweißnähten der PTR-Plane: RRA-Druckseite, PTR-Saugseite, Ansaugung RIS (1 Leitung) und Zufuhr EAS (1 Leitung)	3 PTR	Keine Unregelmäßigkeiten	Konform
Außenansicht des unteren Teils der PTR-Plane nach dem Entfernen der unteren Reihe der Wärmedämmung	3 PTR	Keine Unordnung	Konform
Ultraschall-Dickenmessung an der unteren Mantelfläche des ^{ersten} horizontalen Abschnitts der beiden der beiden Dieselaggregate (nach Entfernung der Wärmedämmung)	3 LHP	Keine Schäden an der Innenwand (Korrosion)	Konform

Bezeichnung der Prüfung oder Begutachtung	System	Ziel	Ergebnisse
Ultraschall-Dickenmessung an der unteren Mantelfläche des ^{ersten} horizontalen Abschnitts der beiden Abgasleitungen der beiden Dieselaggregate (nach Entfernung der Wärmedämmung)	3 LHQ	Keine Schäden an der Innenwand (Korrosion)	Konform
Sichtprüfung oder TV-Inspektion der Regenwasserabläufe des BR, der Regenwasserabflussstellen und der torischen Wasserdurchführung	BR3	Funktionszustand der Regenwasserabläufe und des Zubehörs	Konform

2.3. FAZIT

Die im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC) vorgesehenen Prüfungen werden während der⁴. Zehnjahresinspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Prüfungen Schäden festgestellt, werden diese gemäß den Verfahren behoben. Falls Verdachtsmomente auf Schäden festgestellt werden, werden daraus Konsequenzen für den Instandhaltungsplan abgeleitet.

Das PIC ist Teil eines Ansatzes, der darauf abzielt, die Annahme zu untermauern, dass in Bereichen, die üblicherweise nicht überwacht werden, keine nennenswerten Schäden während des Betriebs aufgetreten sind. Das PIC trägt zur zehnjährigen Konformitätsprüfung der Anlagen bei.

Die im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen 4: RP 900 für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführten Untersuchungen ergaben keine Abweichungen.

Somit untermauern die im Rahmen des PIC während der 3. Tranche von Tricastin durchgeführten Untersuchungen und Maßnahmen den Nachweis der Eignung für die Fortsetzung des Betriebs der 3. Tranche des Kernkraftwerks Tricastin für den Zehnjahreszeitraum VD4-VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen.

**ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1
ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON
WESENTLICHE UMWELTVORFÄLLE (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER
FLÜSSIGKEITSSPEICHERUNG**

ZUSAMMENFASSUNG

3. BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON UMWELTBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT FLÜSSIGKEITSINKAPSELUNG	48
3.1. ZIEL	48
3.2. REAKTION	48
3.2.1. ALLGEMEINE ESS-LAGER	48
3.2.2. SPEZIFISCHE ESS FÜR BLOCK 2 DES KERNKRAFTWERKS TRICASTIN	49
3.2.3. ESE BEZÜGLICH DER FLÜSSIGKEITSEINSPERRUNG DES KERNKRAFTWERKS TRICASTIN	49
3.3. SCHLUSSFOLGERUNG	49

3. BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITS-EINSPERRUNG

3.1. ZIEL

Gemäß den Artikeln 2.6.1 bis 2.6.5 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012, bekannt als „INB-Erlass“, zielt der von EDF umgesetzte Prozess zur Abweichungsbehandlung darauf ab:

- Abweichungen in Bezug auf seine Anlagen zu erkennen;
- die festgestellten Abweichungen analysieren, um ihre Bedeutung im Hinblick auf die geschützten Interessen zu ermitteln;
- die festgestellten Abweichungen innerhalb einer den Herausforderungen angemessenen Frist bearbeiten;
- Gegebenenfalls diese Abweichungen so schnell wie möglich gemäß den von der ASN festgelegten Kriterien als bedeutende Ereignisse melden und anschließend eingehend analysieren, um daraus Lehren zu ziehen und vorbeugende, abhelfende und korrigierende Maßnahmen festzulegen.

Jedes sicherheitsrelevante Ereignis (ESS) wird gemäß der internationalen INES-Skala (Internationale Skala zur Einstufung der Schwere nuklearer und radiologischer Ereignisse) klassifiziert.

Ziel der nachstehend dargestellten Bilanz ist es, die Ereignisse zu identifizieren, die zur Meldung eines ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben und die bis zum Ende der 4. VD nicht behoben waren, sowie die Bearbeitungsmodalitäten und die damit verbundenen Fristen zu ermitteln.

Darüber hinaus bedeutet der Begriff „flüssige Rückhaltung“, dass die im Rahmen des normalen Betriebs der Kernkraftwerksblöcke aus Behältern, in Rohrleitungen und allen anderen für den Betrieb der Blöcke erforderlichen Einrichtungen beförderten flüssigen Stoffe innerhalb der Anlagen, in denen sie zirkulieren, zurückgehalten werden. Ist diese Einschließung nicht mehr gewährleistet, stellt dies eine Abweichung dar, die je nach ihren Auswirkungen Gegenstand einer Meldung eines für die Umwelt bedeutenden Ereignisses (ESE) sein kann.

Ziel der nachstehend dargestellten Bilanz ist es, die Ereignisse zu ermitteln, die zur Meldung eines ESE im Zusammenhang mit nicht resorbierten Flüssigkeitsansammlungen nach der 4. Schwangerschaftswoche geführt haben, sowie die Behandlungsmodalitäten und die damit verbundenen Fristen zu ermitteln.

3.2. ANTWORT

3.2.1. Generische ESS-Ebenen

Alle Ereignisse, die zu einer Meldung eines ESE der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben, wurden behandelt, mit Ausnahme des folgenden Themas:

- Der ESE im Zusammenhang mit der Kumulierung des Phänomens des Strömungsanstiegs am Ende der spaltbaren Säule der MOX-Stäbe und des Herstellungsfehlers M2019/11: Es werden Ausgleichsmaßnahmen umgesetzt oder sind geplant, um die Sicherheitsmargen zu stärken, bis die untersuchte Anomalie durch dauerhafte Maßnahmen endgültig behoben ist. Zu den festgelegten Ausgleichsmaßnahmen gehören unter anderem die Änderung des Sollwerts der Delta-T-Kette für Überleistung spätestens bei 70 % des Zyklusfortschritts, der Einbau einer Stahlkeile in die MOX-Brennelemente seit 2020 sowie die Änderung der oberen Position der Gruppen von Abschalt- und Leistungsausgleichsstiften. Dieses Thema ist Gegenstand regelmäßiger Gespräche mit der ASN.

3.2.2. Spezifische ESS für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Bei der Wiederinbetriebnahme nach Abschluss der vierten zehnjährigen Überprüfung weist Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin keine spezifischen Sicherheitsereignisse auf, die auf Stufe 1 der INES-Skala gemeldet und eingestuft wurden und für die Korrekturmaßnahmen gemäß dem geltenden Regelwerk vorgesehen, aber noch nicht abgeschlossen sind.

3.2.3. Sicherheitsereignisse im Zusammenhang mit dem Flüssigkeitssicherheitsbehälter des Kernkraftwerks Tricastin

Bei der Wiederinbetriebnahme nach der vierten zehnjährigen Inspektion war ein ESE bezüglich der gemeinsamen Anlagen der Reaktoren 3 und 4 noch in Bearbeitung. Dabei handelte es sich um die Feststellung einer radioaktiven Markierung im piezometrischen Netz des Standorts. Eine umfassende Überprüfung aller Sensoren der Auffangbehälter und Kontrollsysteme für radioaktive Abwässer im Reaktorblock ermöglichte es, die Bearbeitung dieses Problems bis Ende 2022 abzuschließen.

3.3. FAZIT

Die Analyse zeigt, dass alle Ereignisse, die Gegenstand einer Meldung als sicherheitsrelevantes Ereignis (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala oder als umweltrelevantes Ereignis (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung waren, für den Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin behoben wurden. Diese Maßnahmen wurden anlässlich der Abschaltung VD4 durch materielle oder konzeptionelle Änderungen durchgeführt, um die Auswirkungen auf die Umwelt zu kontrollieren (oder deren Schädlichkeit zu beseitigen). Ausgenommen davon sind ein ESS, für das Übergangsmaßnahmen bis zur dauerhaften Behebung getroffen wurden, sowie ein ESE, dessen Behebung im Monat nach der Wiederinbetriebnahme des Reaktors abgeschlossen wurde.

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

ZUSAMMENFASSUNG

4. KONFORMITÄTSÜBERPRÜFUNGEN DER SYSTEME	52
4.1. ZIEL	52
4.2. ANTWORT	52
4.2.1. ÜBERSICHT STROMQUELLEN.....	53
4.2.2. KONFORMITÄT DER FUNKTION „RIS-EAS-UMWÄLZUNG“	55
4.2.2.1 Übersicht über die Funktion „RIS-EAS-Rückführung“	55
4.2.2.2 Präsentation der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfalluntersuchungen des 4-RP 900	56
4.2.2.3 Schlussfolgerung	58
4.2.3. AKTIONSPLAN BELÜFTUNG (PAV).....	59
4.2.4. ERGÄNZENDE ÜBERPRÜFUNGEN DER SYSTEME.....	61
4.3. SCHLUSSFOLGERUNG	63

4. KONFORMITÄTSPRÜFUNGEN DER SYSTEME

4.1. ZIEL

Im Anschluss an die Sitzung der Ständigen Gruppe für Leitlinien (GPO) des 4- RP 900 hat die ASN den Antrag [CONF Nr. 4] bezüglich des Programms zur Überprüfung der elementaren Systeme formuliert.

Ziel ist es, die wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme zu identifizieren, für die die Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht überprüft wurden oder für die die Betriebserfahrungen ungünstig sind oder bei denen ein Ausfall das Risiko einer Kernschmelze im Störfall erheblich erhöhen würde, und ein Programm zur Überprüfung dieser Systeme durchzuführen, um deren Konformität zu überprüfen.

4.2. ANTWORT

Im Rahmen des regelmäßigen Überprüfungsprozesses überprüft EDF alle 10 Jahre die Sicherheit seiner Anlagen und damit auch die Konstruktionsstudien, die den ausgewählten Analysesthemen zugrunde liegen. Dieser Ansatz stützt sich auf nationale und internationale Erfahrungsberichte zu Ereignissen.

So basiert die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Sicherheitssystemen für Stör- und Unfallsituationen im Reaktorkessel, der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und anschließend auf Unfälle mit Kernschmelze und Beschädigungen ausgeweitet wurde. Dies führte zu einer Überprüfung der Konstruktionsstudien der Systeme, um deren Übereinstimmung mit den im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Daten und Annahmen sicherzustellen (z. B. regelmäßige Prüfungen der Lüftungssysteme und zugehöriger Aktionsplan).

Darüber hinaus wurde im Rahmen der Weiterführung des Betriebs nach 40 Jahren ein Programm zur Überprüfung der Eignung nach 40 Jahren durchgeführt, um die Gültigkeit der ursprünglichen Auslegungsstudien im Hinblick auf die Alterung sicherzustellen (siehe Teil III – Abschnitt 2).

Für die Analyse der Betriebserfahrungen (REX) an den Systemen stützt sich EDF auf mehrere Informationsquellen, nämlich:

- die Konstruktions-ESS, die auf Konformitätsabweichungen oder Planungsanomalien zurückzuführen sind;
- Zuverlässigkeitsdaten der Anlagen;
- Die Trendanalyse mit probabilistischen Werkzeugen („Vorläufer“-Ansatz mit den probabilistischen Sicherheitsstudien), die die deterministische Analyse der Ereignisse ergänzt.

EDF hat eine Methode zur Identifizierung der Systeme entwickelt, die im Rahmen der Beantwortung einer von der ASN während des GPO formulierten Anfrage überprüft werden müssen. Die daraus resultierende Liste umfasst die Systeme für die Kühlung und die Kernsicherung, ergänzt durch wichtige unterstützende Funktionen (siehe Abschnitt 4.2.4).

Diese Liste ergänzt die bereits durchgeführten und in den 4- RP 900 integrierten Überprüfungen und Maßnahmen:

- Überprüfung der Systeme im Zusammenhang mit den Stromquellen;
- Konformitätsprüfung der RIS-EAS-Umwälzfunktion;
- Maßnahmenplan Lüftung.

4.2.1. Überprüfung der Stromquellen

Allgemeiner Teil Lager

Nach mehreren Ausfällen an Anlagen der Stromversorgungssysteme wurde 2017 zusätzlich zu der im Juni 2016 durchgeführten Betriebsüberprüfung eine Konstruktionsüberprüfung organisiert.

Im Jahr 2018 fand im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung eine spezifische Überprüfung der CPY-Stufe statt.

Diese Überprüfungen betrafen die Ausrüstung (Notstromaggregat GeUS, Notstromturbogenerator LLS, Hauptdiesel-Notstromaggregate LHP/Q, externe Stromquellen) sowie die Untersuchungsmethoden (Berechnung der Zuverlässigkeitsdaten, Wiederherstellung der probabilistischen Sicherheitsmargen usw.). Sie wurden nach drei Schwerpunkten durchgeführt:

- Überprüfung der Konformität mit dem Referenzsystem, einschließlich einer Prognose unter Berücksichtigung neuer Anlagen, die nach Auswertung der Erfahrungen nach Fukushima installiert wurden;
- Gemeinsame Analyse der Betriebserfahrungen zwischen der DPN und der Konstruktionsabteilung, um mögliche Ursachen im Zusammenhang mit der Konstruktion zu ermitteln;
- Probabilistische Analyse zur Identifizierung sensibler Anlagen, Schwachstellen und Verbesserungspotenziale.

Zu den im Rahmen dieser Überprüfungen beschlossenen Maßnahmen gehören insbesondere folgende, die speziell die CPY-Generatorstufe betreffen:

- Aufstockung der Bestände an Ersatz-Hilfstransformatoren, die in den Kernkraftwerken eingesetzt werden können;
- Sanierung bestimmter unterirdischer Leitungen zwischen der RTE-Umspannstation und dem Hilfstransformator;
- Verschärfung der technischen Qualifikationsanforderungen an Lieferanten und Wartungsdienstleister für Transformatoren;
- Bessere Berücksichtigung der Lüftung als Stützsystem für die Stromquellen in den Studien;
- Genauere Modellierung bestimmter Aufgaben in den Modellen zur Unterstützung der probabilistischen Sicherheitsanalysen.

Ergänzend dazu wird die Änderung PNPP1955, die darin besteht, die Rückführung von warmer Luft an den Luftkühlern bestimmter Dieselmotoren zu verhindern, auf der CPY-Stufe umgesetzt (ausgenommen die Reaktoren des Kraftwerks Cruas).

Zu den im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung eingeleiteten Änderungen gehören der Austausch des LLS-Notstromturbogenerators durch den an jedem Reaktor installierten Notstromdiesel (DUS) im Rahmen der Änderungen aufgrund der Erfahrungen nach Fukushima sowie die Absicherung des DUS durch den DUS des benachbarten Blocks, was zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromquellen beiträgt.

Im Übrigen wurden hinsichtlich der Hauptdieselgeneratoren die Auslegungsanforderungen anhand der Dokumente zu den Sicherheitsanforderungen, der Leistungsbilanz der Dieselgeneratoren, den Vorschriften für regelmäßige Prüfungen des LHP/LHQ-Systems, der Qualifikationsbilanz und des Dossiers zur Eignung für den weiteren Betrieb überprüft. Die Prüfung dieser Dokumente zeigt, dass diese Anforderungen erfüllt sind.

Insbesondere die Leistungsbilanz der Dieselmotoren wurde mit einer streng positiven Marge überprüft.

Um einerseits die im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung hinzugefügten neuen Verbraucher zu berücksichtigen und andererseits die Margen in der Leistungsbilanz der Dieselmotoren bei Hitzewellen und insbesondere bei Hitzewellen in Verbindung mit einer erschwerenden Situation (Ausfall eines Dieselmotors) im MDTE-Zustand zu erhöhen, führt EDF drei Änderungen durch:

- keine Entlastung der REA-Wasserpumpen und der durch den Diesel versorgten Heizungen des Druckhalters (PNPE1167 Band A),
- keine Entlastung der ASG-Motorpumpe, wenn die RRA-Pumpe in Betrieb ist (Verriegelung RRA/ASG im Zustand AN/RRA, Dossier PNPE1167 Band B),
- den Austausch der Ventilatormotoren der Luftkühler der Dieselaggregate LHP und LHQ (PNRL1823).

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-D] gewährleistet EDF mit hoher Zuverlässigkeit die Versorgung aller von jedem Notstromaggregat versorgten Anlagen in allen Situationen der Sicherheitsnachweisführung. In diesem Zusammenhang weist die Leistungsbilanz jedes Notstromaggregats eine Marge von mindestens 5 % auf.

Um schließlich die Verlegung neuer Steuer- und Kontrollkabel im Zusammenhang mit den materiellen Änderungen des 4. RP 900 zu ermöglichen, verdichtet EDF bestimmte Kabelwege (z. B. durch die Schaffung neuer Verkabelungsachsen mit neuen Kabelkanälen und den dazugehörigen Durchführungen) und installiert im Rahmen der Projekte PNPE1131 und PNPP1950 einen Doppelboden im hinteren Gang des Kontrollraums sowie in bestimmten Räumen des Elektroraums. Diese Änderungen sind Voraussetzungen für bestimmte Änderungen der periodischen Überprüfung.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Die Änderungen:

- PNPP1955 „Verbesserung der Kühlung der Dieselmotoren“,
- PNPE1167 Band A „Sättigung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – Keine Entlastung der REA-Wasserpumpen und Druckhalterheizungen“,
- PNPE1167 Band B „Sättigung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – Verriegelung ASG-RRA“,
- PNRL1823 „Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ“,
- PNPE1131 „Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuerungs- und Leistungskabelkanäle“,
- PNPP1950 „Einbau von Doppelböden in den Schaltanlagenräumen“,

wurden im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

4.2.2. Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“

Allgemeiner Teil „Lagerung“

Im Falle eines Lecks im Primärkreislauf, das nicht durch das volumetrische und chemische Kontrollsystem (RCV-System) ausgeglichen werden kann, ist es zur Sicherstellung der Kühlung des Reaktorkerns erforderlich, borhaltiges Wasser einzuleiten, um den Wasserverlust am Leck auszugleichen. Diese Sicherheitsfunktion wird durch das Sicherheitsinjektionssystem RIS gewährleistet. Um den Druck im Reaktorgebäude zu senken, kann es je nach Größe des Lecks im Primärkreislauf zudem erforderlich sein, zusätzlich das Sprühsystem für den Sicherheitsbehälter (EAS-System) einzusetzen.

Das für den Betrieb der RIS- und EAS-Systeme erforderliche Wasser wird zunächst aus dem Behälter des Aufbereitungs- und Kühlkreislaufs der Schwimmbecken (PTR-System) entnommen. Sobald der Wasserstand im Behälter einen niedrigen Stand erreicht, schalten die RIS- und EAS-Systeme automatisch in den „Umwälzbetrieb“ um und saugen das in den Sammelbecken am Boden des Reaktorgebäudes gesammelte Wasser an. Dieser Betriebsmodus der RIS- und EAS-Systeme, im Folgenden als „RIS-EAS-Rezirkulationsfunktion“ bezeichnet, wird langfristig genutzt, um die Restleistung aus dem Reaktorkern abzuleiten.

4.2.2.1 Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rezirkulation“

Im Jahr 2009 führte EDF eine Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rezirkulation“ durch, mit dem Ziel, die Zuverlässigkeit dieser Funktion in Unfallsituationen, in denen sie erforderlich ist, nachzuweisen und zu begründen. Die Ergebnisse dieser Überprüfung wurden der ASN Anfang 2010 übermittelt. Die vorgelegten Analysen stellten nach Ansicht der ASN einen Fortschritt beim Nachweis der Zuverlässigkeit dieser Funktion dar.

Anschließend übermittelte EDF der ASN ein detailliertes Arbeitsprogramm, in dem die Hauptschwerpunkte einer zweiten technischen Konformitätsprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ dargelegt wurden, die Ende 2016 stattfand und deren Schlussfolgerungen in Bezug auf die CPY-Stufe in diesem Kapitel vorgestellt werden.

Ziel der Überprüfung

Ziel ist es, die Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ des CPY-Lagers im Rahmen des 4. RP 900 nachzuweisen, wobei insbesondere folgende Themen analysiert werden:

- Thema 1: Verstopfung und Begriff „Source Debris“ (TSD);
- Thema 2: Vorhandensein von Luftblasen in den RIS- und EAS-Rohrleitungen sowie Analyse des Kavitationsrisikos bei den RIS- und EAS-Pumpen;
- Thema 3: Ergänzende Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ hinsichtlich der Konformität, insbesondere unter Einbeziehung von Analysen zu den unterstützenden Funktionen der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“, auf Betriebserfahrungen, auf mögliche Konstruktionsabweichungen und auf die Vollständigkeit der periodischen Prüfungen.

❖ **Ergebnisse der Überprüfung**

Alle im Rahmen dieser Überprüfung durchgeführten Analysen kamen zu dem Schluss, dass die Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ auf der CPY-Stufe konform ist.

Insbesondere:

- Die eingehenden Untersuchungen zum Thema „*Verstopfung von Sickergrubenfiltern*“ belegen mit sehr hoher Sicherheit, dass kein Verstopfungsrisiko besteht und die Wirksamkeit der Sumpf-Filter;
- Eine umfassende Bilanz, die auf der Grundlage konservativer Annahmen erstellt wurde, hat mit sehr hoher Sicherheit ergeben, dass kein Risiko eines Funktionsausfalls der „RIS-EAS“ durch Kavitation oder durch den Eintritt von Restluft in die RIS- und EAS-Pumpen;
- Hinsichtlich der ergänzenden Überprüfungen zum Thema Konformität sind folgende Punkte zu beachten:
 - Der Nachweis der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen der RIS- und EAS-Systeme, die an der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ beteiligt sind, wurde erbracht;
 - EDF hat sich bemüht, die für die Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ relevanten Systeme und unterstützenden Anlagen der ersten Ebene umfassend zu identifizieren und deren Konformität hinsichtlich der Sicherheitsanforderungen sowie der Überwachung im Betrieb nachzuweisen;
 - Auf der Grundlage der vollständigen Liste der identifizierten Anlagen ergab eine Analyse aller Erfahrungswerte, die die Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ direkt oder indirekt beeinflussen könnten, den Schluss, dass keine latenten Abweichungen vorliegen. Darüber hinaus wurde eine Bestandsaufnahme der Abweichungen im Zusammenhang mit der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ durchgeführt, einschließlich einer Analyse der Folgen der Kumulierung von Abweichungen, die keinen Hinweis darauf ergab, dass die Bearbeitung der derzeit in Beseitigung befindlichen Abweichungen beschleunigt werden muss;
 - Alle Ereignisse, einschließlich solcher, die auf organisatorische Mängel oder menschliches Versagen zurückzuführen sind, wurden im Rahmen dieser Überprüfung analysiert. Zu diesem letzten Punkt ist anzumerken, dass organisatorische und menschliche Faktoren in den meisten Fällen, sofern sie sinnvoll und konsequent eingesetzt werden, positive Auswirkungen auf die Anlage haben. Dies gilt insbesondere für Maßnahmen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit oder auch für Risikoanalysen, die zur Sicherheit der Arbeiten beitragen;
 - Schließlich haben die durchgeführten Analysen keinen Bedarf an ergänzenden Maßnahmen im Rahmen des 4. RP 900 im Zusammenhang mit der Blockkonformitätsprüfung (ECOT), dem Ergänzenden Untersuchungsprogramm (PIC) oder den Zehnjahresprüfungen (ED) ergeben.

4.2.2.2 Prüfung der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Gruppe für Unfallstudien des 4-RP 900

Die Schlussfolgerungen der Überprüfung der beiden Themen – Verstopfung der Sumpf-Filter und das Risiko eines Verlusts der Rückführung durch Kavitation in den RIS- und EAS-Pumpen – waren Gegenstand einer Prüfung im Rahmen der Ständigen Gruppe für Unfallstudien des 4. RP 900. Im Anschluss an diese Untersuchung hat sich EDF verpflichtet, zusätzliche Begründungselemente vorzulegen, indem ein Aktionsplan erstellt wird, der insbesondere darauf abzielt:

- die Begründung der im Dossier zugrunde gelegten Studienannahmen zu vertiefen,
- die verschiedenen Sicherheitsmargen des Dossiers aufzuzeigen,
- die Sicherheitsmarge gegenüber dem für die Ansaugung erforderlichen Mindestdruck (NPSH) zu erhöhen

der ISBP- und EAS-Pumpen,

- die ausreichende Kühlleistung der Brennelemente nachzuweisen.

Die ASN hat EDF darauf hingewiesen, dass angesichts der Komplexität der Phänomene, des Stands der internationalen Praxis und der Ungewissheit der Schlussfolgerungen, die aus den von EDF eingeleiteten Maßnahmen gezogen werden könnten, wesentliche Änderungen angestrebt und untersucht werden müssen, um die Risiken einer Fehlfunktion der Rückföhrfunktion deutlich zu verringern. EDF antwortete in zwei Punkten:

- Verbesserung des physikalischen Verständnisses der Phänomene:
 - Der Begriff „Schmutzquelle vor den Filtern“ (TSD), der im 4. RP 900 für die Qualifizierung der Filter zu berücksichtigen ist, wurde aktualisiert, wobei bei mehreren Punkten erhebliche Sicherheitsmargen berücksichtigt wurden, sowohl hinsichtlich der Menge an faserigem Schmutz als auch hinsichtlich der Gesamtmenge an Partikelschmutz;
 - Die NPSH-Sicherheitsmarge der ISBP- und EAS-Pumpen auf der CPY-Stufe ist sehr groß. Die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [CONF-C-IV] betrifft ausschließlich die Reaktoren des Kraftwerks Bugey;
 - Was die Fähigkeit zur Kühlung der Brennelemente im Rücklauf nach einem APRP betrifft, weisen die Ende 2020 verfügbaren Ergebnisse der Vollversuche erhebliche Spielräume gegenüber dem Kriterium auf, wenn keine Microtherm®-Wärmedämmung im nachgeschalteten TSD vorhanden ist und die Menge der PROTECT1000S-Wärmedämmung begrenzt ist;
 - Die Filter- und Brennstofftests zeigen keine signifikante chemische Wirkung, wenn keine Wärmeisolierung vom Typ Microtherm® vorhanden ist und die Menge der Wärmeisolierung vom Typ PROTECT1000S begrenzt ist.
- Nach Abschluss dieser Analysen wurden folgende Änderungen beschlossen, um die Voraussetzungen für Studien und Versuche zu gewährleisten: EDF schließt den Austausch der mikroporösen Wärmedämmung vom Typ „Microtherm®“ im Reaktorgebäude (PNRL1946). EDF ersetzt die Faserisolierung vom Typ „Protect 1000S“ in allen Hilfsleitungen des Reaktorgebäudes mit einem Durchmesser von mindestens 50 mm (PNRL1947). EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage unter Normal-, Stör- oder Unfallbedingungen erforderlichen Ausrüstung vereinbar bleiben, und führt gegebenenfalls erforderliche Änderungen durch. Diese Änderung und diese Überprüfungen entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-III].

- Ergänzend dazu wurden im Rahmen eines Risikominderungsansatzes folgende Änderungen beschlossen:
 - EDF bringt Sicherheitsringe an den Isolierungen der Rohrleitungen an, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters (PNRL1954). Diese Änderung entspricht der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4⁴ RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-I].
 - EDF ersetzt die Faserisolierungen an den Primärrohrleitungen und den Primärböden der Dampferzeuger, die im Falle eines Bruchs am Fuß des Dampferzeugers Fasern freisetzen könnten (PNPE1342). EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage unter normalen, störungsbedingten oder unfallbedingten Bedingungen erforderlichen Ausrüstungen vereinbar bleiben, und führt gegebenenfalls erforderliche Änderungen durch. Diese Änderung und diese Überprüfungen entsprechen der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4⁴ RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-II].

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des 4⁴ RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-V] wird EDF bis spätestens 31. Dezember 2024 seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückföhrungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels aktualisieren. Diese Aktualisierung wird die Erkenntnisse aus Filtrationstests berücksichtigen, die unter Bedingungen durchgeführt wurden, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.

4.2.2.3 Schlussfolgerung

Die im Rahmen der Funktionsüberprüfung „R/S-EAS-Umwälzung“ und der Folgemaßnahmen der GPO 4⁴ RP 900 am CPY-Block durchgeführten Arbeiten haben es ermöglicht, mit sehr hoher Sicherheit das Vorhandensein von Sicherheitsmargen und die ordnungsgemäße Funktion der Systeme und Ausrüstungen nachzuweisen, die direkt und indirekt an dieser Funktion beteiligt sind.

Ergänzend dazu und als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4⁴ RP 900 erlassenen Vorschriften:

- wird EDF seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückföhrungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Primärkühlmittelverlust aktualisieren. Diese Aktualisierung wird die Erkenntnisse aus Filtrationstests berücksichtigen, die unter Bedingungen durchgeführt wurden, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.
- EDF führt Änderungen durch, um die Annahmen im Zusammenhang mit den Konformitätsstudien zur Rückföhrfunktion zu gewährleisten (vollständige Entfernung der ^{Microtherm®}-Wärmedämmung und Begrenzung der Menge an Protect1000S-Wärmedämmung).

Darüber hinaus ersetzt EDF im Rahmen von Risikominderungsmaßnahmen die Faserisolierungen am Fuß der Dampferzeuger durch Metallisolierungen (RMI) und bringt Sicherheitsringe an den Isolierungen bestimmter Rohrleitungen an.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Hinblick auf den Stillstand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNRL1954 „Anbringung von Sicherheitsringen an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens bis Ende 2025 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1342 „Ersatz der an den Primärrohrleitungen und den Primärböden der Dampferzeuger installierten Faserisolierungen durch Metallisolierungen, die im Falle eines Bruchs am Fuß des Dampferzeugers Fasern freisetzen könnten“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens bis Ende 2027 vorgesehen ist.

Die Änderung PNRL1947 „Austausch der Faserisolierungen vom Typ „Protect 1000S“ für Hilfsleitungen mit einem Durchmesser von 50 Millimetern oder mehr, die im Falle eines Bruchs am Hauptprimärkreislauf Fasern freisetzen könnten“, wird im Rahmen eines spezifischen Programms umgesetzt, wobei die Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens bis Ende 2025 vorgesehen ist.

Die Änderung PNRL1946 „Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ „Microtherm®“ im Reaktorgebäude, die am Hauptprimärkreislauf im Bereich des Behälterbrunnens und seiner Durchführungen installiert sind“, wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

4.2.3. Aktionsplan zur Belüftung (PAV)

Allgemeiner Teil Etage

❖ Hintergrund

Im Dezember 2007 stellte die ASN im Anschluss an den GP REX 2003-2005 folgende Anforderung:

„Um sicherzustellen, dass die für die dynamische Einschließung und die Klimatisierung der Räume, in denen sich EIPS befinden, erforderlichen Lüftungsdurchsätze eingehalten werden, fordert die ASN Sie auf, einen neuen „Nullpunkt“ festzulegen, indem Sie so bald wie möglich für alle in Betrieb befindlichen Reaktoren Folgendes planen:

- *Kontrollkampagnen zur Überprüfung der Position und Verriegelung der Ausgleichklappen der Lüftungsnetze;*
- *Messkampagnen der Lüftungsdurchsätze, ähnlich wie dies 2005 an den beiden Reaktoren des Kernkraftwerks Chooz durchgeführt wurde.“*

EDF hat einen Lüftungsaktionsplan (PAV) für alle Reaktorstufen umgesetzt, dessen Ziele die Diagnose, Instandsetzung und Einstellung der Lüftungssysteme sind, deren Durchfluss in den Sicherheitsstudien „Grands Chauds“, „Grand Froid“ oder „Explosion Interne“ bewertet wird und die nicht bereits durch eine regelmäßige RGE-IX-Prüfung kontrolliert werden.

Im Anschluss an die Orientierungssitzung zum 4. RP 900 erfolgt die Umsetzung des PAV für die CPY-Stufe im Rahmen der 4-periodischen Überprüfung.

Ziel ist es, die Konformität der Lüftungssysteme hinsichtlich ihrer Leistung mit den Anforderungen der Referenzdokumente „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ zu gewährleisten, ohne dass es zu einer Verschlechterung der dynamischen Eindämmung kommt.

❖ **Methodik**

Das Hauptziel besteht darin, die tatsächliche Leistung der Lüftungssysteme zu charakterisieren und sie mit den im Rahmen der Studien zu „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ berechneten sicherheitsrelevanten Durchflussmengen zu vergleichen. Der für die Leistungsprüfungen herangezogene Wert des Lüftungsvolumenstroms berücksichtigt die für die Lüftungssysteme erforderlichen Volumenströme, um die Anforderungen des Sicherheitsnachweises für die Störfälle „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ zu erfüllen.

Das Vorgehen bei den Studien zur Überprüfung der Leistungsfähigkeit der Lüftungssysteme gliedert sich in vier Phasen:

- Festlegung der erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen,
- Durchführung der Leistungsprüfungen an einem Pilotblock,
- Analyse der sich daraus ergebenden Entwicklungen durch Vergleich der gemessenen Durchflussmengen mit den für die Sicherheit erforderlichen Durchflussmengen,
- Verallgemeinerung auf alle Blöcke der jeweiligen Stufen hinsichtlich der Anpassung der Einstellungen der von den neuen Sicherheitsanforderungen betroffenen Systeme.

❖ **Ergebnisse der Studien**

Festlegung der für die Sicherheit erforderlichen Durchflussmengen

Nach der Analyse der Sicherheitsanforderungen an die Lüftungssysteme sind die erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen die ungünstigsten Werte, die sich entweder aus den thermischen Modellen für extreme Hitze, den thermischen Modellen für extreme Kälte oder den Studien zur internen Explosion ergeben. Nach Abschluss dieser ersten Phase verfügt EDF über die erforderlichen Durchflussmengen und die Betriebsbedingungen der zugehörigen Lüftungsanlagen.

Leistungsprüfungen am Pilotblock

Die Leistungsprüfungen der Lüftungsanlagen werden an einem Pilotblock durchgeführt. Im Rahmen des ⁴ RP 900 wurden diese Prüfungen am Blockpaar 1/2 des Kernkraftwerks Blayais für die CPY-Generation durchgeführt, ergänzt um standortspezifische Anpassungen für die Kernkraftwerke Gravelines, Cruas, Dampierre und Chinon.

Die Versuche werden in zwei Losen durchgeführt:

- Los 1: Sichtprüfung der mechanischen Teile, Reinigung und Instandsetzung der Lüftungsanlagen;
- Los 2: Einstellungen, so nah wie möglich an den Nennvolumenströmen, mit den verfügbaren Bauteilen.

An den Lüftungssystemen des Kernkraftwerksbereichs und des konventionellen Bereichs, für die Anforderungen hinsichtlich der Referenzszenarien „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ bestehen, wurden Durchflussmessungen durchgeführt.

Vergleich zwischen gemessenen und geforderten Durchflussmengen

Es wurde ein Vergleich zwischen den geforderten und den gemessenen Durchflussmengen durchgeführt. Dieser letzte Schritt ermöglichte die Einstellung aller Systeme, für die Anforderungen hinsichtlich der Referenzszenarien „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ bestehen.



Abschluss des PAV

Jedes der Systeme im Umfang unterliegt einer Diagnosephase, die zu einigen Reinigungs- oder Instandsetzungsmaßnahmen zur Leistungsoptimierung führen kann, gefolgt von einer Phase der Neujustierung der Lüftungsnetze, falls erforderlich, bei allen Systemen, die Anforderungen hinsichtlich der Referenzwerte für große Hitze, große Kälte und interne Explosion aufweisen. Die Aufrechterhaltung der mit den Sicherheitsanforderungen verbundenen Einstellungen wird anschließend durch die Einführung spezifischer Betriebsvorschriften gewährleistet.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Stillstandszustand auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Diagnose-, Instandsetzungs- und Einstellarbeiten wurden von 2020 bis 2022 am Block 3 von Tricastin durchgeführt und sind zufriedenstellend. **Ergänzende Systemüberprüfungen**

Allgemeiner Teil „Palier“



Hintergrund

Die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren basiert auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Sicherheitssystemen für Stör- und Unfallsituationen im Reaktorkessel (Auslegungsunfälle der Kategorien 1 bis 4), der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und anschließend auf Unfälle mit Kernschmelze und Beschädigungen ausgeweitet wurde. Dies veranlasste EDF dazu, die Auslegungsstudien der Systeme erneut zu prüfen, um deren Übereinstimmung mit den im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Daten und Annahmen sicherzustellen.

EDF hat einen ergänzenden Ansatz zur Auswahl der elementaren Systeme definiert, die einer Konstruktionsüberprüfung unterzogen werden müssen. Dieser Ansatz legt den Schwerpunkt auf eine pragmatische Sicherheitsbetrachtung und wurde anhand von drei Analysebereichen durchgeführt:

- Identifizierung der Systeme, die im Hinblick auf das Risiko einer Kernschmelze von Bedeutung sind;
- Konstruktionsstudien, die seit der Inbetriebnahme des Kernkraftwerksparks nicht überprüft wurden;
- Systeme, bei denen die Erfahrungsauswertung ungünstig ausfällt.

Die im Rahmen des ersten Analysebereichs berücksichtigten Systeme sind diejenigen, die unmittelbar zur Notkühlung des Reaktorkerns beitragen, nämlich die RIS-, EAS- und ASG-Kreise. Dieser Umfang wurde um die Systeme ergänzt, die zur Reaktorkühlung im Stillstand und zur Zwischenkühlung beitragen, nämlich die RRA- und RRI-Systeme, sowie um das PTR-System aufgrund seines Beitrags zur Kühlung des Brennelementlagbeckens.

Die beiden anderen Analysebereiche haben die Systeme im Zusammenhang mit den Stromquellen und der Belüftung herausgearbeitet, wobei insbesondere die Zuverlässigkeitsdaten der Ausrüstung, die ESS-Konstruktionsdaten und der „Vorläufer“-Ansatz der EPS berücksichtigt wurden.

❖ Ziele

Die Ziele dieser Überprüfungen bestehen darin, Folgendes zu verifizieren:

- die Angemessenheit der funktionalen Sicherheitsanforderungen, die sich aus dem Sicherheitsnachweis des 4 RP 900 ergeben, mit deren Umsetzung in Kapitel IX der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE),
- die Übereinstimmung der in der Sicherheitsnachweisstudie des 4 RP 900 definierten Auslegungsanforderungen mit den in der Liste der EIPS festgelegten Anforderungen:
 - mechanische und elektrische Klassifizierung,
 - elektrische Notstromversorgung,
 - Erdbebensicherheit,
 - Qualifizierung für verschlechterte Umgebungsbedingungen und für den Fall einer Unfallbelastung mit Kernschmelze.

Zu diesem Zweck wird zunächst eine Bestandsaufnahme der funktionalen Sicherheitsanforderungen und der definierten Auslegungsanforderungen aus dem für den ersten Block von Tricastin 1 geltenden Sicherheitsnachweis durchgeführt. In einem zweiten Schritt wird die Übereinstimmung zwischen diesen Anforderungen und ihrer Umsetzung in Kapitel IX der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) sowie in der Liste der als IPS klassifizierten Ausrüstungen überprüft.

❖ Antwort

Die Gesamtheit der im Rahmen dieser Überprüfungen durchgeführten Analysen führte zu folgender Schlussfolgerung:

- die Angemessenheit des Programms für regelmäßige Prüfungen gemäß Kapitel IX der RGE im Hinblick auf die funktionalen Sicherheitsanforderungen der Systeme, die im Status 4 RP überarbeitet wurden,
- die Angemessenheit der definierten Auslegungsanforderungen im Hinblick auf die in der EIPS-Liste des 4 RP 900 festgelegten Anforderungen.

Diese Analysen haben EDF dazu veranlasst, folgende Maßnahmen durchzuführen:

- Aktualisierung des Sicherheitsberichts (RDS), um die definierten Leistungs- oder Konstruktionsanforderungen für die überarbeiteten Systeme genauer zu beschreiben;
- Angleichung der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) an die definierten Anforderungen für die überarbeiteten Systeme. Insbesondere hat EDF die Unfallverfahren H4/U3 aktualisiert, um die Einhaltung bestimmter Klassengrenzwerte sicherzustellen. Die Analysen führen auch zu einer Änderung der mit dem PTR-System verbundenen RGE, um die auf der BR-Seite eingeleiteten Entleerungen des Brennelement-Lagerbeckens mit der dazugehörigen Gegenmaßnahme „Änderung der Steuerung des Ventils der Transferleitung zum Schließen bei Durchfluss“ (PNRL1895).
- Ergänzende Begründungen zu bestimmten Klassengrenzen zwischen seismischen und nicht-seismischen Abschnitten der Leitungsführung, gegebenenfalls ergänzt durch *Vor-Ort-Prüfungen* der Konformität dieser Schnittstellen mit den für das 4 RP 900 geltenden Konstruktionsanforderungen. Insbesondere wurde eine Erweiterung der seismischen und mechanischen Klassifizierung der Sodamischleitung vorgenommen. Die Leitungen und Anlagen wurden in ihrem aktuellen Zustand als erdbebensicher validiert. Es wurde eine Maßnahme zur Überprüfung der Anzugsmomente an den Flanschen und Verankerungen der Sodumwälzpumpe gemäß dem Berechnungsnachweis zur Überprüfung ihrer Integrität umgesetzt (PNRL1933);

- Aktualisierung des Programms für regelmäßige Prüfungen der Notstromaggregate, um die Repräsentativität des Kriteriums bezüglich der maximalen Statorstromstärke zu verbessern.

❖ **Fazit**

Die im Rahmen der Konformitätsprüfungen als Reaktion auf die Anfrage [CONF Nr. 4] durchgeführten Arbeiten ermöglichen die Erstellung eines Konstruktionsreferenzrahmens, der den in der 4. RP 900 definierten Anforderungen entspricht.

Diese Arbeiten haben für die Systeme in seinem Anwendungsbereich Folgendes ermöglicht:

- die Übereinstimmung des Programms für regelmäßige Prüfungen mit den funktionalen Sicherheitsanforderungen des Referenzrahmens 4. RP 900 zu überprüfen,
- die Übereinstimmung der definierten Anforderungen der EIPS der Stufe CPY mit dem Referenzrahmen des 4. RP 900 zu überprüfen,
- gegebenenfalls Änderungen am Referenzrahmen der definierten Anforderungen des 4. RP 900 vorzuschlagen und dabei die zugehörigen Allgemeinen Betriebsvorschriften anzupassen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Stufenzustands auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die dokumentarischen Auswirkungen der Konformitätsprüfungen auf den Sicherheitsbericht, die Allgemeinen Betriebsvorschriften und die Liste der EIPS wurden berücksichtigt, mit Ausnahme der dokumentarischen Auswirkungen im Zusammenhang mit den auf der BR-Seite eingeleiteten Entleerungen des Brennelement-Lagerbeckens, die im Rahmen einer spezifischen Planung und spätestens in Phase B der Änderungen des 4. RP 900 in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin integriert werden.

Die Änderung PNRL1895 „Änderung der Steuerung des Ventils der Transferleitung für das Schließen unter Durchfluss“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt.

Die Änderung PNRL1933 „Seismische Verstärkung der Sodamischleitung“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin durch eine interne Vorschrift vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

4.3. SCHLUSSFOLGERUNG

Ergänzend zu den bereits im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Überprüfungen (Stromquellen, RIS-EAS-Rückföhrungsfunktion, Lüftungsaktionsplan) hat EDF eine Methode zur Identifizierung der wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme entwickelt, die einer Überprüfung unterzogen werden müssen.

Die so erstellte Liste umfasst die Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und der Kernsicherung, ergänzt durch wichtige unterstützende Systeme.

Die Überprüfungen wurden durchgeführt und die daraus resultierenden Maßnahmen wurden auf Tricastin 3 umgesetzt, mit Ausnahme bestimmter Maßnahmen aus der Überprüfung „RIS-EAS-Umluftbetrieb“, die durch Vorgaben der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe geregelt sind.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

INHALT VON KAPITEL 2

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE ABSCHNITT 2:
BELASTUNGEN
ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFLAGERBECKEN ABSCHNITT 4: UNFÄLLE
MIT KERNSCHMELZE ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN
ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN
ABSCHNITT 7: BEITRAG DES HARTE KERN ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

INHALT

1. UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE	68
1.1 ZIELE	68
1.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE	69
1.2.1. EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLSTUDIEN UNTER BERÜCKSICHTIGUNG DES AKTUELLEN STANDS DES WISSENS	69
1.2.1.1. Studien im Bereich der Auslegung	70
1.2.1.2. Studien im ergänzenden Bereich	75
1.2.1.3. Zusätzliche Studien	79
1.2.1.4. Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen (EPS) für interne Ereignisse „Kessel“ Stufe 1	84
1.2.2. AUF STUFEN RADIOLOGISCHER FOLGEN HIN, DIE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERN	86
1.2.2.1. Neubewertung der radiologischen „Kessel“-Auswirkungen	87
1.2.2.2. Neubewertung der Leistungsfähigkeit der Sicherheitshülle	89
1.2.2.3. Neubewertung der radiologischen Folgen „außerhalb des Reaktorkessels“	94
1.3 SCHLUSSFOLGERUNG	96

1. UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

1.1 ZIELE

Das allgemeine Ziel der nuklearen Sicherheit besteht darin, die Bevölkerung und ihre Umwelt zu schützen, indem in Kernkraftwerken ein wirksames mehrstufiges Sicherheitskonzept gegen radiologische und nicht-radiologische Risiken etabliert und aufrechterhalten wird.

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises werden die Auslegungsstörfälle und -unfälle sowie die Unfälle des ergänzenden Bereichs und die Angriffe einer Analyse ihrer radiologischen Folgen unterzogen, um sicherzustellen, dass die Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umwelt infolge dieser Situationen unter Berücksichtigung der Auslegungs- und Betriebsvorschriften nur begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt haben. Über diese Situationen hinaus werden auch Unfallszenarien mit Kernschmelze untersucht, deren Eintrittswahrscheinlichkeit sehr gering ist.

Dieses Kapitel befasst sich mit Unfällen ohne Kernschmelze im Zusammenhang mit Störfällen und Unfällen am Reaktordruckbehälter sowie mit den Bereichen Auslegung und Ergänzung.

Ziel Nr. 1: Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse

Anlässlich des ⁴ RP 900 werden alle Unfallstudien aktualisiert, um die Einhaltung der Sicherheitskriterien unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken zu überprüfen.

Zu diesem Zweck hat EDF verschiedene Arten von Studien durchgeführt:

- Studien zu den ursprünglichen Auslegungsszenarien des Reaktorkessels (Auslegungsbereich),
- Studien zu den ergänzenden Auslegungsszenarien (Ergänzender Bereich),
- zusätzliche Studien, die sich aus besonderen Begründungen zu weiteren spezifischen Szenarien, aus Anforderungen der ASN (Übung zur Übertragung des EPR von Flamanville 3 auf die 900-MWe-Stufe) oder von Studien zur Untermauerung der für den Sicherheitsnachweis gewählten Annahmen,
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze und zu radioaktiven Freisetzungen, die es ermöglichen, zusätzliche Maßnahmen zu denen zu ermitteln, die sich aus der ursprünglichen Auslegung der Reaktoren.

Ziel Nr. 2: Anstreben von radiologischen Folgen, die keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern

Im Rahmen des ⁴. RP 900 hat sich EDF zum Ziel gesetzt, auf unfallbedingte radiologische Folgen hinzuarbeiten, die in der Größenordnung der Schwellenwerte für die Einleitung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung liegen, die durch den Erlass vom 20. November 2009 zur Genehmigung der Entscheidung Nr. 2009-DC-0153 der ASN vom 18. August 2009 über die Interventionswerte in radiologischen Notfällen, deren Werte nachstehend aufgeführt sind:

- eine effektive Dosis von 10 mSv für die Schutzsuche,
- eine effektive Dosis von 50 mSv für die Evakuierung,
- eine Schilddrüsenäquivalentdosis von 50 mSv für die Verabreichung von stabilem Jod. Zu diesem Zweck bewertet der ⁴. RP 900 neu:
 - die radiologischen Folgen von Unfällen im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel,
 - die Leistungsfähigkeit der Sicherheitshülle,
 - die radiologischen Folgen von Unfällen „außerhalb des Reaktorkessels“.

1.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE

1.2.1. EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLSTUDIEN UNTER BERÜCKSICHTIGUNG DES AKTUELLEN STANDS DES WISSENS

Im Rahmen ^{des 4.} RP 900 wurden alle Sicherheitsstudien zu Störfällen, Unfällen und ergänzenden Situationen mit einem entsprechenden Annahmenkatalog überarbeitet:

- für den Reaktorkern und den Brennstoff,
 - zum Betrieb der Blöcke,
 - die Entwicklung der Sicherheitsanforderungen,
 - die Berücksichtigung von Anomalien in Studien, die sich auf die Studien der vorherigen Überprüfung auswirken.
- Die Untersuchungsmethoden konnten zudem seit dem 3. RP 900 weiterentwickelt werden:
- entweder zur Einbeziehung von Entwicklungen des Stands der Technik,
 - entweder um von den neuen Methoden zu profitieren, die für den EPR Flamanville 3 entwickelt wurden, sofern deren Relevanz für die CPY-Generation nachgewiesen war,
 - entweder um wieder Sicherheitsmargen zu schaffen.

Auf Anfrage der ASN wurden alle Korrekturen der Auslegungsunterlagen für den ^{3.} RP 900 berücksichtigt und der ASN mitgeteilt.

1.2.1.1. Studien zum Auslegungsbereich

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Der Schutz von Mensch und Umwelt vor den radiologischen Folgen – sofern solche auftreten – von Unfällen, die bei der Auslegung des Kraftwerks berücksichtigt wurden, selbst solchen mit sehr geringer Wahrscheinlichkeit, beruht auf der Reihenanzordnung von Sicherheitsbarrieren, die in der Reihenfolge sind:

- die Brennstoffhülle (1. Barriere);
- der Hauptkühlkreislauf des Reaktors (2. Barriere);
- der Sicherheitsbehälter (3. Barriere) und dessen Erweiterungen.

Jeder Betriebskategorie (Kategorien 2, 3 und 4, je nach Eintrittswahrscheinlichkeit) sind Ziele hinsichtlich der Integrität der drei Sicherheitsbarrieren zugeordnet. Diese Ziele sind abgestuft, sodass den wahrscheinlichsten Betriebsbedingungen die strengsten Anforderungen entsprechen.

Neben der Integrität der Barrieren gelten folgende Anforderungen:

- die Verhinderung einer Verschlechterung eines Betriebszustands hin zu einem schwerwiegenden Zustand,
- die Steuerung und Aufrechterhaltung der Anlage in einem sicheren Zustand, in dem die drei grundlegenden Sicherheitsfunktionen dauerhaft gewährleistet sind: Reaktivitätskontrolle (Unterkritizität des Reaktorkerns), Ableitung der Restleistung und die Einschließung radioaktiver Stoffe.

Für die im Rahmen des Auslegungsbereichs untersuchten zufälligen und unbeabsichtigten Transienten (Betriebskategorien 2, 3 und 4) besteht das Ziel somit darin, unter Berücksichtigung der mit dem 4-RP 900 verbundenen Annahmenänderungen nachzuweisen:

- die Einhaltung der Sicherheitsgrundsätze,
- die Einhaltung der Sicherheitskriterien in Verbindung mit den begrenzenden physikalischen Phänomenen, die das Erreichen der für die drei Sicherheitsbarrieren definierten allgemeinen Ziele gewährleisten,
- das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands.

❖ Zusammenfassung der Studien

Im Rahmen des 4-RP 900 wurden alle Studien des Bereichs Dimensionierung aktualisiert:

- Unkontrolliertes Abschalten der Regelaggregate beim Anfahren,
- Unkontrolliertes Abschalten der Leistungsregelgruppen,
- Leistungskapazität der Klasse 2 zur Überprüfung der korrekten Dimensionierung der Reaktorschutzsysteme,
- Falsche Positionierung, Herabfallen eines Brennelements oder einer Gruppe von Brennelementen,
- Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure,
- Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses,
- Vollständiger Druckabfall und/oder Abschaltung der Turbine,
- Ausfall der normalen Speisewasserversorgung der GV,

- Fehlfunktion der normalen Speisewasserversorgung,
- Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung,
- Übermäßiger Lastanstieg,
- Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils (OISS),
- Unbeabsichtigtes Anlaufen des Sicherheitsinjektionssystems,
- Unfall mit Primärkühlmittelverlust (APRP) aufgrund eines kleinen Bruchs mit einem Durchmesser von höchstens 2,5 cm,
- Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses,
- Entfernung eines Leistungsregelbündels (R1GP),
- Kleiner Riss an der Sekundärrohrleitung,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters,
- Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV) der Kategorie ³,
- Erheblicher Bruch einer Dampfleitung (RTV) der Kategorie ⁴,
- Erheblicher Bruch einer Speisewasserleitung,
- Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe,
- RTGV der Kategorie ⁴ (Bruch eines Dampferzeugerrohrs in Verbindung mit einem in geöffneter Stellung blockierten Sekundärventil),
- Auswurf eines Steuerbündels (EDG),
- Falsche Positionierung eines Brennelementbündels im Reaktorkern,
- Unfall beim Umgang mit Brennelementen,
- Unfall beim Umgang mit dem Behälter für abgebrannte Brennelemente,
- APRP Zwischenbruch (APRP BI) der Kategorie ⁴.

Die Studien werden nach bewährten Methoden durchgeführt: entweder aus dem ³. RP 900 übernommen oder bereits beim EPR Flamanville 3 oder bei anderen Reaktortypen des Bestands angewendet. Der Einsatz von 3D-Methoden, auf die im RP4 900 häufiger zurückgegriffen wird, ermöglicht es dank dreidimensionaler Berechnungen, die Physik der in den Unfallstudien relevanten Phänomene besser abzubilden, wobei ein gleichwertiges Strafmaß beibehalten wird. Eine weitere wesentliche Änderung betrifft die Korrelation des kritischen Durchflusses, deren Weiterentwicklung eine bessere Charakterisierung des Brennstoffverhaltens im Hinblick auf das physikalische Phänomen der Siedekrise ermöglicht. Schließlich betrifft eine grundlegende Annahme die Berücksichtigung der Auswirkungen der Verformung der Brennelemente in den Studien. Unter der kumulativen Wirkung von hydraulischen und mechanischen Belastungen, Bestrahlung und Temperatur verformen sich die Brennelemente seitlich. Dieses Phänomen führt zu einer Vergrößerung der zwischen den Brennelementen vorhandenen Wasserspalten, deren neutronische und thermohydraulische Auswirkungen auf die Studien des Auslegungsbereichs bewertet und in die endgültige Sicherheitsmargenbilanz des ⁴. RP 900 integriert werden.

Die wichtigsten Entwicklungen, die sich aus den Annahmen des 4. RP 900 ergeben, sind folgende:

- Im Rahmen der Behebung von Studienabweichungen:
 - Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a (PNPE1141): Diese Änderung trägt zur Beseitigung der Planungsabweichung „Unvollständigkeit der Berechnungsmethode für den ASG-Wasserverbrauch mittels Enthalpie-Bilanz“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den C-Phasen der Studien auswirkt (die C-Phase der Studien umfasst den Zeitraum zwischen dem Zeitpunkt der ersten manuellen Maßnahme und dem Erreichen des sicheren Stillstandszustands);
 - Nachspeisung des ASG-Tanks über den Löschwasserkreislauf JP* (PNPP1864): Diese Änderung trägt zur Behebung der in der Studie festgestellten Anomalie „Unvollständigkeit der Berechnungsmethode für den ASG-Wasserverbrauch mittels Enthalpie-Bilanz“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den C-Phasen der Studien auswirkt;
 - Einbau eines Borometers am RCV-Auslass (PNPP1797): Diese Änderung ermöglicht die Behebung der CNS-Anomalie in den Verdünnungsstudien in API/APR und wird auch in der Verdünnungsstudie in AN/RRA bei abgeschalteten Primärpumpen berücksichtigt.
- Im Rahmen des 4. RP 900 (Änderungen aus anderen Themen der Überprüfung, die in den Studien des Bereichs Auslegung berücksichtigt wurden):
 - Austausch der SEBIM-Ventilköpfe des Druckhalters bei den CPY-Blöcken im Zustand VD4 (PNPP1595): Diese Änderung zielt darauf ab, die Entlastungskapazität der Ventilköpfe des Druckhalters bei niedrigem Wasserdruck zu erhöhen.
 - Tmoy-Filter – SIP C (PNRL1817): Diese Änderung ermöglicht einen besseren Betrieb des Blocks.
 - Modernisierung des RPN CPY im Zustand VD4 (PNPP1838): Diese Änderung wirkt sich im Wesentlichen auf die Studien aus, die sich auf die Unsicherheiten bei der Rekonstruktion des axialen Leistungsungleichgewichts beziehen.
 - Verallgemeinerung der Hafnium-Absorptionsbündel im Referenzsystem für den 4. RP 900: Diese Änderung dient als Eingangsgröße für Unfallstudien. Ihr Ziel ist es, die Reaktordruckbehälter-Fluenz zu begrenzen (siehe Teil III, Abschnitt 1, § 1.2.2.1).

Die Studien im Bereich der Auslegung unter Berücksichtigung des MOX-Paritätsmanagements (PMOX) waren Gegenstand einer Prüfung im Rahmen der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) am 30. und 31. Januar 2019, die EDF zu einer Reihe von ergänzenden Studien oder materiellen Änderungen veranlasst.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass EDF im Rahmen des 4. RP 900 die folgenden Änderungen umsetzt, um die mit den Studien des Bereichs Dimensionierung verbundenen Ziele zu erreichen:

- Weiterentwicklung des SIP-Schutzsystems (PNPP1873): Diese Änderung ermöglicht die Anpassung der ΔT_{te} - und ΔT_{sp} -Schutzvorrichtungen, die anhand der Leistungsfähigkeitsstudien der Klasse 2 ausgelegt wurden, sowie des Schwellenwerts BPVA, der durch die Studie zur 100 %-Pn-RTV geändert wurde;
- Erhöhung des erforderlichen REA-Bore-Volumens und Erhöhung des freien TEP-Volumens (PNRL1829): Diese Änderungen ergeben sich aus den Studien zur Reaktivitätskontrolle im Stillstand;
- Erhöhung des Drucks in den RIS-Akkumulatoren (PNPE1359) und Senkung des Fülldrucks der MOX-Stäbe in den neuen Brennelementen: Diese Änderungen ermöglichen eine größere Sicherheitsmarge hinsichtlich der Brennstoffphänomene im Zusammenhang mit der APRP-BI-Studie zu gewährleisten.

- Änderung der Alarmedatenblätter, die in der Studie zum unkontrollierten Borsäure-Verdünnungstransient bei Reaktorleistung berücksichtigt wurden, sowie Änderung der Störfall-/Unfall-Betriebsverfahren, die nach dem durch diese Alarmblätter angeforderten manuellen Reaktorstillstand angewendet werden, um die Verdünnungsquelle endgültig zu isolieren und anschließend die Borierung des Primärkreislaufs sicherzustellen.
- Änderung der Sperrgeraden der Gruppe R (PNRL1957), um die Auswirkungen der Verformung der Brennelemente auf die Sicherheitsmargen hinsichtlich des Kriteriums der Brennelementsturzstudie zu berücksichtigen.

Im Hinblick auf die Studien werden in Phase B folgende Ergänzungen vorgenommen:

- für den R1GP-Unfall der Fall mit verspäteter automatischer Reaktorabschaltung (AAR),
- für den EDG-Unfall: der Fall ohne AAR nach $dphi/dt$ und die Anwendung der Kriterien, die im Rahmen der Ständigen Reaktorgruppe „Kriterien für die Brennstoffbeständigkeit“ von 2017 definiert wurden,
- für den RTV-Unfall bei 100 % Pn, den Fall mit und ohne Kumulierung eines Ausfalls der externen Spannung (MDTE),
- für den OISS-Transienten: den Fall eines Bruchs an der Schnittstelle der Sicherheitsinjektionsbeanspruchung,
- für den Aspekt der Verformung der Brennelemente: die Elemente zur Berücksichtigung der neutronischen und thermohydraulischen Auswirkungen.

Schließlich führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4- RP 900 erlassenen Vorschriften ergänzende Studien zu den beiden folgenden Themen durch:

- In Anwendung der Vorschrift [Étude-B] wird EDF bis spätestens 31. Dezember 2023 im Rahmen eines experimentellen Ansatzes die Gültigkeit der kritischen Flusskorrelation bewerten, die am Rand der verformten Brennelementen. Zum gleichen Zeitpunkt wird EDF die gegebenenfalls vorzunehmenden Änderungen sowie den entsprechenden Zeitplan festlegen. EDF hat der ASN im Juni 2021 ein detailliertes Programm der durchzuführenden Testkonfigurationen übermittelt.
- In Anwendung der Vorschrift [Étude-D]:
 - I.– Spätestens am 30. Juni 2023 wird EDF Versuche durchführen, um die Knickgrenze der Gitter der Brennelemente zu charakterisieren. Zum gleichen Zeitpunkt wird EDF das mechanische Verhalten der Brennelemente im Falle eines Unfalls der Kategorie 4 mit Verlust des Primärkühlmittels in Verbindung mit einem gleichzeitig auftretenden Erdbeben auf der Grundlage einer validierten Methode bewerten, wobei Annahmen und Regeln berücksichtigt werden, die den Unsicherheiten und den Grenzen des Wissens über die beteiligten Phänomene Rechnung tragen.
 - II.– Im Falle einer Überschreitung des Wertes, der das Ausbleiben eines Knickens gewährleistet, wird EDF Maßnahmen festlegen, die zur Gewährleistung der Reaktivitätskontrolle und der Kernkühlung in dieser Situation zu ergreifen sind, sowie den entsprechenden Zeitplan.

❖ Schlussfolgerung

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass alle Unfallstudien des Auslegungsbereichs einer erneuten Untersuchung unterzogen wurden, wobei die im Rahmen des Referenzrahmens des 4- RP 900 definierten Annahmen zugrunde gelegt wurden. Die Einhaltung der Sicherheitskriterien ist für alle durchgeführten Studien gewährleistet.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Änderungen:

- PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“,
- PNPP1864 „Nachspeisung des ASG-Behälters über den Löschwasserkreislauf JP**“,
- PNPP1595 „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“,
- PNRL1817 „Tmoy-Filter – SIP C“,
- PNPP1838 „Sanierung des RPN CPY in VD4“,
- PNPP1873 „Weiterentwicklung des SIP-Schutzsystems“,
- PNRL1829 „Erhöhung des erforderlichen REA-Bor-Volumens – Erhöhung des freien TEP-Volumens“,
- Allgemeine Einführung von Hafnium-Absorptionsbündeln im Referenzsystem VD4 900,
- Alarmblatt zur Leistungsverdünnung,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1359 „Erhöhung des Drucks in den RIS-Akkumulatoren“,
- PNRL1957 „Änderung der Sperrlinie der Gruppe R“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Reaktorblock Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die im Vorfeld des 4. RP 900 beschlossene Änderung PNPP1797 „Einbau eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV)“ wurde im Rahmen einer spezifischen Planung mit Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt. Die ursprünglich vor Ende 2022 geplante Inbetriebnahme wurde vorläufig ausgesetzt, um zusätzliche Untersuchungen durchzuführen. In der Zwischenzeit werden die bereits im Zustand VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Zustand VD4 fortgeführt und ermöglichen die Beherrschung der zufälligen Transienten der homogenen Verdünnung in den Abschaltzuständen.

Die Modifikation „MOX-Stäbe mit auf 16 bar gesenktem Fülldruck“ wird derzeit im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei eine erste Beladung im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin während der ersten Brennelementwechselphase nach der 4. zehnjährigen Inspektion (voraussichtlich 2024) vorgesehen ist. Die Änderung wird drei Abschaltungen später im gesamten Reaktorkern wirksam.

1.2.1.2. Studien zum ergänzenden Bereich

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Die deterministische Überprüfung der ursprünglichen Auslegung einer Anlage wird durch eine Überprüfung des Sicherheitsniveaus auf der Grundlage probabilistischer Sicherheitsstudien (EPS) ergänzt, die es ermöglichen, plausible Szenarien für Mehrfachausfälle zu identifizieren.

Der ergänzende Bereich untersucht ergänzende Betriebsbedingungen (CFC) zu den Auslegungsbetriebsbedingungen im Rahmen eines Risikominderungsansatzes.

Diese CFC stützen sich auf ergänzende Maßnahmen (DC), die darauf abzielen, die Folgen solcher Mehrfachausfälle akzeptabel zu machen. Die thermohydraulische und/oder neutronische Untersuchung, die auf einer ergänzenden Betriebsbedingung basiert, ermöglicht es, die Wirksamkeit der ergänzenden Maßnahme hinsichtlich der Verhinderung einer Kernschmelze nachzuweisen. Sie überprüft die Akzeptanzkriterien für die Auslegungs- oder Entkopplungsbetriebsbedingungen der 4. Kategorie.

❖ Zusammenfassung der Studien

Der Prozess zur Identifizierung der ergänzenden Maßnahmen gliedert sich in drei Schritte:

- Identifizierung potenzieller ergänzender Maßnahmen, d. h. der spezifischen Systeme oder Funktionen, die im EPS der Stufe 1 zum Einsatz kommen;
- Identifizierung der mit den potenziellen Maßnahmen verbundenen Funktionsabläufe: Jede potenzielle ergänzende Maßnahme ist mit einer Gruppe von Elementarabläufen des EPS der Stufe 1 verbunden (d. h. die zu einer Kernschmelze führen);
- Festlegung der ergänzenden Maßnahmen: Dieser Schritt besteht darin, die ergänzenden Maßnahmen zu ermitteln, mit denen sich die wesentlichen Risiken verringern lassen. Zu diesem Zweck wird die Häufigkeit der Funktionssequenz ohne die ergänzende Maßnahme mit dem probabilistischen Referenzwert von etwa 10^{-7} / Jahr.Reaktor verglichen, der im Einklang mit den probabilistischen Zielwerten definiert wurde:
 - Wird der Referenzwert ohne die Umsetzung der potenziellen zusätzlichen Maßnahme eingehalten, ist die Notwendigkeit dieser Maßnahme zur Risikominderung nicht nachgewiesen; in diesem Fall wird die potenzielle zusätzliche Maßnahme nicht berücksichtigt;
 - Wird der Referenzwert ohne Umsetzung der potenziellen ergänzenden Maßnahme überschritten, kann die Notwendigkeit der ergänzenden Maßnahme von Fall zu Fall anhand der Akzeptanz der eingegangenen Risiken beurteilt werden.

Alle Studien des ergänzenden Bereichs werden im Rahmen des 4. RP 900 aktualisiert.

Die Durchführung all dieser Studien führt zur Aktualisierung der Liste der Ergänzenden Betriebsbedingungen (CFC) und der Ergänzenden Maßnahmen (DC). Die Ausrüstungen, Informationen oder Systeme, die im Rahmen der Studien des Ergänzungsbereichs eine erforderliche Funktion gewährleisten, werden anschließend in den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) aufgeführt.

Darüber hinaus wird überprüft, ob diese Ausrüstungen den Anforderungen an Klassifizierung und Qualifizierung entsprechen, die sich aus ihrer Bewertung in diesen Studien ergeben.

Die nachstehende Tabelle listet die im Rahmen des Zusatzbereichs des 4- RP 900 Phase A festgelegten ergänzenden Betriebsbedingungen mit den zugehörigen ergänzenden Bestimmungen auf.

Zusätzliche Betriebsbedingung	Ergänzende Bestimmungen
Übergangsfall bei Ausfall des AAR (ATWS): Kumulierter Totalausfall der normalen Kühlwasserzufuhr bei mechanischer Blockade von 3 Reaktorblöcken	Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung im Primärkreislauf
Transienter Zustand bei Ausfall des AAR (ATWS): Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils in Verbindung mit der mechanischen Blockierung von 3 Brennelementbündeln	Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung im Primärkreis
Transient mit Ausfall des AAR (ATWS): Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung in Verbindung mit dem Ausfall der AAR-Leistungsschalter	Neues Notfallsignal
Transienter Zustand mit Ausfall des AAR (ATWS): Vollständiger Verlust der normalen Kühlwasserversorgung in Verbindung mit dem vollständigen Ausfall des AAR	Lokale Auslösung der RAM-Aggregate
Vollständiger Ausfall der Wasserversorgung der GV in RP	Manuelle Inbetriebnahme der offenen Speiseleitung
Vollständiger Ausfall der Kaltwasserquelle (H1) in RP und AN/GV	Manuelle Absperrung der Rücklaufleitung der GMPP-Dichtungen und der Null-Durchfluss-Leitung RCV Versorgung der Wärmetauscher des Schmierkreislauf des Schmierkreislauf der RCV-Pumpen durch den RRI des benachbarten Blocks Automatische Abschaltung des RCV-Auslasses Manuelle Nachspeisung des ASG-Behälters durch SER mittels Schwerkraft Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung des Primärkreislaufs
Kumulierte Primärleckage in Verbindung mit dem Ausfall des ISHP im Betrieb	Maximale Kühlung
Primärleckage im AN/GV	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Primärleckage in AN/RRA	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Leckage oder Bruch der RRA und Fehlschlagen der automatischen Nachspeisung bei SPS NF (nicht geschlossen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreislauf Manuelle Absperrung der Verbindung RRA-RCV Manuelle Umschaltung auf Umwälzbetrieb
Totalausfall des RIS oder des EAS im Rücklauf infolge eines Primärbruchs in RP, AN/GV und AN/RRA	Gegenseitige Unterstützung von ISBP oder EAS
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Notversorgung der Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV	Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Nachspeisung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Zusätzliche Bestimmungen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Ausfall der Testpumpe, was zum Auftreten eines Lecks an den Dichtungen der GMPP aus RP und AN/GV führt	Zusatzversorgung des Primärkreises durch RCV, gespeist vom GUS; Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Einrichtungen Manuelle Nachspeisung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die EAS-ND-Pumpe, gespeist durch den DUS
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Ausfall der Testpumpe, was zum Auftreten eines Lecks an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV führt	Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederbefüllung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die vom DUS gespeiste EAS-ND-Pumpe
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) bei Abschaltung wegen Wartungsarbeiten, Primärkreis nicht ausreichend geöffnet (API NSO)	Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis durch den RCV des benachbarten Blocks Manuelle Isolierung der Verbindung RRA-RCV Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der Hauptventile erforderlichen Maßnahmen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) im Stillstand wegen Wartungsarbeiten, Primärkreis ausreichend offen (API SO)	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Nachspeisung im Primärkreis Inbetriebnahme einer Primärunterstützung durch den RCV des benachbarten Blocks
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) bei normalem Abschalten auf RRA (AN/RRA)	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zum Betrieb der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH), was zum Auftreten eines Lecks an den Dichtungen der GMPP im RP- und AN/GV-Modus führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Nachspeisung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung im Primärkreis durch die vom DUS gespeiste Pumpe EAS-ND
Ausfall der Schalttafeln LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) in RP und AN/GV	Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Sicherheitsoptimierung der Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen Manuelle Nachfüllung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schalttafeln LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im AN/RRA-Modus	Stromversorgung der für die Steuerung der GV erforderlichen Einrichtungen Manuelle Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Zusätzliche Bestimmungen
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im Stillstand wegen Eingriff in den Primärkreis, der nicht ausreichend geöffnet ist (API NSO)	Inbetriebnahme einer Zusatzversorgung im Primärkreis durch den RCV des benachbarten Blocks Manuelle Isolierung der Verbindung RRA-RCV Elektrische Wiederherstellung der für den Betrieb der GV erforderlichen Maßnahmen
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im Stillstand wegen Eingriff in den Primärkreis (API SO)	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Nachspeisung im Primärkreis Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis durch den RCV des benachbarten Blocks

Es ist anzumerken, dass bestimmte ergänzende Betriebsbedingungen die am 4. RP 900 vorgenommenen baulichen Änderungen berücksichtigen, insbesondere:

- PNPE1152: Der Austausch des LLS-Notstromgenerators durch den DUS: Diese Änderung ermöglicht eine zuverlässigere Notstromquelle, die die Wiederinbetriebnahme einer RIS-Pumpe in H3- und DCC-LH-Situationen;
- PNPP1811: Die in [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#) beschriebene EAS-ND-Anordnung;
- PNRL1894: Der Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltkreis durch Modelle, die für den Betrieb unter verschlechterten Umgebungsbedingungen im Reaktorbehälter qualifiziert sind, um ihre Anwendung bei der Bewältigung von H3- oder DCC-LH-Situationen mit Leckage oder Bruch im Primärkreislauf zu ermöglichen.

Die wichtigsten konzeptionellen Änderungen, die die Studien des Ergänzungsbereichs betreffen, sind:

- Die Weiterentwicklung der Handhabung von H3/DCC-LH-Transienten, integriert in Kapitel VI der RGE;
- die Einbeziehung eines Nachweises der Reaktivitätskontrolle in die Studien des Ergänzungsbereichs.

Im Rahmen der Phase A setzt EDF eine Strategie zur Steuerung der H3/DCC-LH-Transienten um, die darauf ausgelegt ist, zwei gegensätzliche Effekte im Zusammenhang mit der Primärtemperatur zu bewältigen: Einerseits begünstigt eine Senkung der Primärkreistemperatur den Erhalt der Dichtungen der GMPP und damit den Wasservorrat im Falle eines Einspeisungsverlusts unter Berücksichtigung des Phänomens der hydrothermischen Korrosion; andererseits wirkt sich die Aufrechterhaltung einer hohen Primärtemperatur positiv auf die Unterkritikalität des Reaktorkerns aus. Die Temperaturstufe von 240 °C ist der von EDF für die Phase A festgelegte Kompromiss. Ergänzende Studien ermöglichten es, die Reaktivitätskontrolle in den Situationen H3 und DCC-LH mit IJPP durch eine Kühlung auf bis zu 190 °C zu überprüfen. Im Rahmen der Phase B wird EDF daher die Betriebsführung in den Situationen H3 und DCC-LH mit IJPP des Ergänzungsbereichs weiterentwickeln und einen Temperaturstützpunkt bei 190 °C beibehalten, um die Einhaltung der Akzeptanzkriterien zu gewährleisten.

Diese Betriebsstrategie berücksichtigt das gute Verhalten der Dichtungen der GMPP, deren Technologie sich gegenüber dem ursprünglichen Entwurf weiterentwickelt hat (Dichtungsscheiben Nr. 1 aus Siliziumnitrid und Hochtemperatur-O-Ringe) und die seit 2015 an den Dichtungsblöcken getestet wurden, in einem Versuchsloop unter Druck- und Temperaturbedingungen, die dem Totalausfall der Stromquellen entsprechen, mit neuen Dichtungen und Dichtungen mit simulierter Alterung.

❖ Schlussfolgerung

Mit der Umsetzung der oben aufgeführten, im 4- RP 900 festgelegten Ergänzenden Bestimmungen erfüllen alle im Rahmen des 4- RP 900 durchgeführten Studien des Ergänzenden Bereichs die Sicherheitskriterien, indem sie den aktuellen Wissensstand berücksichtigen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen der Allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit der Einbeziehung neuer ergänzender Bestimmungen, die im Rahmen des 4- RP 900 Phase A ermittelt wurden, wurden umgesetzt, und der endgültige Sicherheitsbericht wurde entsprechend aktualisiert.

Die Änderungen:

- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den LLS-Notstromgenerator durch den Notstromdiesel“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNRL1894 „Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

1.2.1.3. Zusätzliche Studien

Allgemeiner Teil „Palier“

Ergänzend zu den Studien zur ursprünglichen Auslegung und denen des ergänzenden Bereichs werden zusätzliche Studien im Rahmen eines Ansatzes zur Verbesserung der Reaktorsicherheit durchgeführt.

❖ Spezifische Begründungsstudien

Bestimmte physikalische Phänomene oder bestimmte Störfallsituationen, die die ordnungsgemäße Erfüllung der Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen könnten, bei der Auslegung jedoch nicht berücksichtigt wurden und nicht durch die ergänzenden Betriebsbedingungen abgedeckt sind, haben zur Umsetzung spezifischer materieller oder betrieblicher Maßnahmen geführt. Das allgemeine Ziel der besonderen Nachweise besteht darin, die Robustheit der Anlage gegenüber diesen physikalischen Phänomenen und Unfallsituationen unter Berücksichtigung der umgesetzten materiellen und betrieblichen Maßnahmen zu bewerten.

Anlässlich des 4- RP 900 lauten die besonderen Nachweise (EJP) wie folgt:

- Studien zur Wechselwirkung zwischen Brennstab und Hülle (IPG), die die zulässigen Dauer für den verlängerten Betrieb bei mittlerer Leistung (FPP1) festlegen;
- Studie zum Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels aufgrund eines doppelt umgelenkten Guillotinebruchs (APRP 2A mit A im Rohrleitungsquerschnitt);
- Heterogene Verdünnung im Zusammenhang mit dem APRP „Zwischenbruch“;

- Homogene Verdünnung durch doppelten glatten Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Primärpumpen-Dichtkreislafs (CEPP).
 - **IPG**

Ziel der IPG-Studien ist es, die zulässigen FPPI-Dauerzeiten zu bestimmen, die gewährleisten, dass bei Transienten der Kategorie 2 kein Bruch der Hülle auftritt.

Ziel ist es, einen Ansatz zu entwickeln, der es ermöglicht, Betriebszyklen abzudecken, bei denen die Anzahl der neu bestückten Brennelemente variiert (sogenannte „variable“ Brennelementebestückungen) – unter Berücksichtigung des IPG-Risikos und unter Wahrung der Kompatibilität mit dem Sicherheitsnachweis. Der Ansatz „IPG-Variabilität“ wird in den IPG-Studien ^{4ème} RP 900 konkretisiert. Er stützt sich auf die Bewertung der linearen Leistungen im Normalbetrieb und bei Transienten der Kategorie 2 mittels statischer 3D-Berechnungen. Der thermomechanische Teil ermöglicht die Ermittlung der Leistungsbereiche bei Ausfall. Die Bilanz der IPG-Sicherheitsmargen wird anhand der lokalen Differenz zwischen der Ausfallleistung und der linearen Leistung bei Transienten der Kategorie 2 erstellt.

In bestimmten Konfigurationen führt die Variabilität der im 4. RP 900 eingesetzten Brennelemente dazu, dass die mit dem Referenzplan für das Management bewertete Bilanz der IPG-Sicherheitsmargen leicht beeinträchtigt wird. Die Auswirkungen der Variabilität der PMOX-Brennstoffmanagementkampagnen bleiben begrenzt.

- **APRP 2A**

Die zu prüfenden Kriterien für die Untersuchung des doppelt beweglichen Guillotine-Bruchs (APRP 2A) entsprechen denen des APRP der Kategorie 4. Sie zielen einerseits darauf ab, die Integrität der ^{dritten} Sicherheitsbarriere zu gewährleisten, und andererseits darauf, die Geometrie des Reaktorkerns zu erhalten, um die Kühlung des Brennstoffs zu ermöglichen und so eine erhebliche Beschädigung des Reaktorkerns zu vermeiden.

Die Studie behandelt den großen doppelt durchbrochenen Riss (APRP-2A) unter Verwendung realistischer Annahmen und Methoden.

Die in ^{der} 4. RP 900 ermittelte maximale Hüllrohr-Temperatur in Verbindung mit einer kontrollierten maximalen Hüllrohrverformung ermöglicht die Einhaltung der Kriterien.

- **Heterogene Verdünnung, die dem APRP BI eigen ist**

Das Sicherheitsziel dieser Studie besteht darin, sicherzustellen, dass es nach dem Phänomen der inhärenten heterogenen Verdünnung im APRP BI nicht zu einer erneuten Kritikalität kommt. Im Rahmen der EPR-Flamanville-3-Studien wurde ein Ansatz zur Untersuchung des Unfalls mit inhärenter heterogener Verdünnung entwickelt und umgesetzt. Die dem APRP BI inhärente heterogene Verdünnung wird mit dieser Methodik auch für den in Betrieb befindlichen Kraftwerkspark untersucht.

Die Regeln für die Untersuchung der Auslegungsbetriebsbedingungen werden angewendet, mit Ausnahme der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors (ein erschwerender Faktor ist ein zusätzliches zufälliges Versagen, das unabhängig vom auslösenden Ereignis des Unfalls ist). Diese Studie zeigt, dass die dem APRP BI inhärente heterogene Verdünnungssequenz unter den Referenzbedingungen der 4. RP 900 bei PMOX-Brennstoffmanagement nicht zu einer Rückkehr des Reaktorkerns in den kritischen Zustand führt.

Es wurde eine Sensitivitätsstudie unter Berücksichtigung eines erschwerenden Ereignisses durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass die Schlussfolgerung, dass es beim Durchgang eines Klarwasserpfpfens nicht zu einer erneuten Kritikalität des Reaktorkerns kommt, auch unter Berücksichtigung eines erschwerenden Ereignisses robust ist.

Es wurde ebenfalls eine lokale thermohydraulische Analyse durchgeführt, um die Sensitivität gegenüber dem Volumen des Wasserpfpfens zu untersuchen. Die neutronische Analyse besteht darin, eine statische neutronische Berechnung durchzuführen, wenn das Entkopplungskriterium am Kerneintritt hinsichtlich der kritischen Bor-Konzentration nicht erfüllt ist. Die Ergebnisse dieser Studie:

- kommen zu dem Schluss, dass bei großen Stauvolumina mit einer erheblichen Sicherheitsmarge keine kritische Rückkehr des Kerns eintritt;
- belegen zudem das Fehlen eines „*Klippeneffekts*“: Die Schlussfolgerung, dass der Kern nicht in den kritischen Zustand zurückfällt, ist robust gegenüber der Änderung eines Hauptparameters des Transienten, nämlich des Volumens des Pfpfens.

Zusätzliche Szenarien, bei denen die Anzahl der Pfropfen, die Kinetik des Pfropfeintrags (Kinetik der Wiederherstellung der natürlichen Zirkulation) und die zeitliche Verzögerung ihres Eintrags in den Behälter variiert werden, zeigen auf der Grundlage kinetischer Neutronenberechnungen, dass bei diesem für APRP-BI-Reaktoren der Baureihe CPY mit 900 MWe typischen Unfall mit heterogener Verdünnung keine Beschädigung des Brennstoffs auftritt und die Kühlleistung des Reaktorkerns nicht beeinträchtigt wird.

- **Homogene Verdünnung durch doppelt diskutierten glatten Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Primärpumpen-Dichtkreislafs (CEPP)**

Derzeit läuft ein Untersuchungsprogramm, um das Szenario einer homogenen Verdünnung durch einen doppelt durchbrochenen Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Primärpumpen-Dichtkreislafs (CEPP) für die Zustände „Reaktor in Leistung“ und „Normale Abschaltung“ unter Anwendung der Regeln und Kriterien der Kategorie 4 des Auslegungsbereichs. Was das Risiko einer Verdünnung durch Leckage oder Rohrbruch im CEPP-Wärmetauscher betrifft, wird EDF eine bauliche Änderung (PNPE1189) vornehmen, die eine chemische Probenahme hinter dem CEPP-Wärmetauscher ermöglicht, um regelmäßig die Unversehrtheit dieses Wärmetauschers sicherzustellen.

❖ **Übertragung der Betriebssituationen und -fristen des EPR Flamanville 3**

Diese Studien ermöglichen es, das Verhalten der Reaktoren der CPY-Baureihe bei den Ereignissen und Betriebszeiten des Referenzrahmens des EPR Flamanville 3 zu bewerten, indem die Regeln für die Studien der Auslegungsbetriebsbedingungen angewendet werden (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 1.2.1.1).

Ziel ist es, anhand von zwei unterschiedlichen Aspekten zu bewerten:

- das Verhalten der in Betrieb befindlichen Reaktoren der CPY-Generation des Parks unter Betriebsbedingungen, die bei ihrer Auslegung nicht berücksichtigt wurden, aber im Auslegungsreferenzsystem EPR Flamanville 3 (FLA3) berücksichtigt wurden;
- Die Auswirkungen auf die Reaktoren der CPY-Generation, wenn die für die Reaktionszeiten des Bedienpersonals am EPR Flamanville 3 festgelegten Werte bei den Betriebsbedingungen der
• Die Studien zeigen,

dass:

- Die Mehrheit der Betriebsbedingungen, die bei der Auslegung im Zustand 3 RP 900 nicht berücksichtigt wurden (etwa (in 70 % der Fälle) erfüllt die Sicherheitskriterien durch Anwendung der Auslegungsregeln des Bereichs
• Die übrigen Betriebsbedingungen werden durch die Studien und Bestimmungen des Ergänzungsbereichs abgedeckt;
- Die Mehrheit der Betriebsbedingungen (mehr als 70 % der Fälle) erfüllt die Sicherheitskriterien des Auslegungsbereichs mit den im deterministischen Referenzsystem für die
für den EPR Flamanville 3 festgelegten Betriebszeiten. Die übrigen Betriebsbedingungen erfüllen Kriterien, die aus einem Ansatz vom Typ „*Ergänzender Bereich*“ abgeleitet wurden. Die Verlängerung der Betriebszeit führt zu keinem „*Klippeneffekt*“.

❖ **Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE)**

Im Rahmen des 4. RP 900 befassen sich die durchgeführten Studien mit der Berücksichtigung der Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE) bei Unfällen der Kategorien 2 und 3 sowie mit der Überprüfung des Erreichens des sicheren Zustands unter Kriterien der Kategorie 4, wobei ausschließlich als seismisch klassifizierte Ausrüstungen berücksichtigt werden.

○ **Unfälle der Kategorien 2 und 3, kurzfristiger Aspekt**

Im Rahmen des ⁴. RP 900 hat EDF die Kumulierung eines MDTE in den Studien zu den Betriebsbedingungen der Kategorien 2 und 3 berücksichtigt, wobei die für diese auf der CPY-Stufe verwendeten spezifischen Studienregeln beibehalten wurden.

EDF hat die Anordnung „Automatische Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ (PNPP1419) berücksichtigt, die in allen Reaktoren der CPY-Generation zum Einsatz kommt.

EDF hat auf der CPY-Stufe (Brennstoffmanagement PARITE MOX) sichergestellt, dass das frühzeitige Eingreifen der automatischen Reaktorabschaltung bei Erdbeben in der Untersuchung der Kurzzeitphasen (d. h. vor dem Eingreifen des Bedieners nach 20 Minuten) der Betriebsbedingungen der Kategorien 2 und 3 bei gleichzeitiger Kumulierung eines MDTE das Auftreten einer Siedekrise an der Hüllrohrwand verhindert und somit die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Kategorie 4 gewährleistet. Die Modifikation „Automatische Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ ermöglicht es nämlich, das Herabfallen der Brennelemente vorzuverlegen, bevor sich die Kesselparameter unter den verschiedenen untersuchten Unfallbedingungen verschlechtern.

○ **Unfälle der Kategorien 2, 3, 4, langfristige Auswirkungen**

Da ein MDTE die Folge eines Erdbebens sein kann, hat EDF für alle Auslegungsstörfälle sichergestellt, dass ein sicherer Zustand erreicht werden kann, indem für Auslöser der Kategorien 2 bis 4 mit Kumulierung eines MDTE ausschließlich seismische Einwirkungen berücksichtigt werden.

Die Ableitung der Restleistung erfolgt je nach Unfall:

- entweder durch die Sicherheitsinjektion (IS) für Szenarien wie z. B. APRP mit mittlerem Bruch,
- entweder durch die Notstromversorgung der Dampferzeuger (ASG) und anschließende Wiederbefüllung des Wasserkessels durch die Wasserquelle der Kern-Nötstromversorgung (PNPP1714; zu beachten ist, dass für bestimmte Kernkraftwerke die PNPE1289 anstelle von PNPP1714 eingesetzt wird),
- oder durch die Inbetriebnahme des offenen GAV als zusätzliche Absperrung.

Die Primärinventarisierung wird vom IS für Initiatoren mit nicht integrierter Primär- oder Sekundäranlage durchgeführt.

❖ **Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung von Maßnahmen im Rahmen der Auslegungs- und Ergänzungsstudien**

Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu sicherzustellen, dass die Situationen im Auslegungsbereich und im Zusatzbereich keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der vor Ort erforderlichen Maßnahmen zur Bewältigung einer Stör- oder Unfallsituation beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Durchführung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele zu gewährleisten.

Im Falle eines Unfalls im Auslegungsbereich oder im Zusatzbereich sind die Umgebungsbedingungen, die sich aufgrund des Auslösers abnormal entwickeln könnten, radiologischer und thermischer Natur. Die Analyse wird daher unter Berücksichtigung dieser beiden Aspekte durchgeführt.

Im Rahmen des ⁴. RP 900 hat EDF den im Rahmen des ³. RP 1300 entwickelten und von der ASN für die radiologische Umgebung genehmigten Ansatz angewendet. Für die thermische Umgebung basiert die Analyse für jede der ausgewählten Maßnahmen auf dem Vergleich zwischen den thermischen Bedingungen im Normalbetrieb des betreffenden Raums und denselben Bedingungen in der spezifischen Situation des analysierten Transienten. Dieser Vergleich erfolgt auf der Grundlage der Identifizierung einer nachteiligen Entwicklung der thermischen Umgebung, die durch einen signifikanten Anstieg der Wärmeabgabe und/oder eine Verschlechterung der Klimatisierung in dem betreffenden Raum verursacht wird.

In der sehr unwahrscheinlichen Situation von APRP4 mit MDTE-Kumulierung und Ausfall eines Diesels, was zum Ausfall der gesamten Leitung A führt, identifiziert EDF die Notwendigkeit einer Änderung, die es ermöglicht, die für die Maßnahme „Einspeisung von IS-Leitung A bei gleichzeitiger Einspeisung“ erforderlichen Komponenten wieder mit Strom zu versorgen. Diese Änderung (PNPE1442) ermöglicht die Durchführung dieser Maßnahme vom Elektroraum (BL) aus unter Bedingungen, die mit den Zugänglichkeitsanforderungen vereinbar sind.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP der CPY-Stufe durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen in den Räumen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Situationen im Auslegungsbereich (radiologisch und thermisch) und im Zusatzbereich (radiologisch) erforderlich wären, somit die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die Maßnahmen in diesen Räumen über den erforderlichen Zeitraum hinweg durchzuführen.

EDF setzt die Zugänglichkeitsanalyse für Unfälle des ergänzenden Bereichs fort, wobei ein Schwerpunkt auf der thermischen Umgebung liegt, um die Zugänglichkeit in diesen Situationen zu bestätigen. Sollte sich die Umsetzung zusätzlicher Maßnahmen als notwendig erweisen, würden diese je nach Art der Maßnahmen im Rahmen der Phase B oder der Phase „Ergänzungen“ getroffen.

Ergänzend dazu wird EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals überprüfen, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls erforderlichen Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Steuer- und Kontrollelemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). EDF wird die gegebenenfalls durchzuführenden Änderungen und den entsprechenden Zeitplan festlegen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1419 „Einführung eines AAR bei Erdbeben“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung hinsichtlich ihrer Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens Ende 2023 berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1189 „Einbau einer Entnahmeverrichtung für das Primärmedium im Stillstand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtungskreislauf der Primärpumpen) hinsichtlich der Risiken einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen“,
- PNPE1442 „Selbstüberwachungszellen zur Steuerung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin eingesetzt.

1.2.1.4. Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen (EPS) für interne Ereignisse der Stufe 1 im Bereich „Kessel“

Allgemeiner Teil – Lager

Die probabilistischen Sicherheitsstudien (EPS) werden bei der periodischen Überprüfung verwendet, um die Häufigkeit einer Kernschmelze (Stufe 1) und deren Entwicklung im Vergleich zur Bewertung am Ende der vorherigen periodischen Überprüfung zu bewerten, wobei eine Analyse der Änderungen der Systemmerkmale, der Betriebspraktiken sowie des Wissensstands einbezogen wird.

Im Rahmen des ⁴. RP 900 wurde die EPS CPY für interne Ereignisse der Stufe 1 aktualisiert, um einen Reaktor der Baureihe CPY im Zustand RP4 900 abzubilden.

EDF hat sich zum Ziel gesetzt, die Häufigkeit von Szenarien zu verringern, die zu frühen und erheblichen Freisetzungen führen. Zu diesem Zweck strebt EDF eine Verringerung des Kernschmelzrisikos an, wodurch die damit verbundenen Freisetzungen reduziert werden können. Diese Sicherheitsbewertung ermöglicht es zudem, die Liste der ergänzenden Maßnahmen zu überprüfen und zu aktualisieren, basierend auf den Ergebnissen hinsichtlich des Kernschmelzrisikos (Richtwert bei etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor).

In Vorbereitung auf den ⁴. RP 900 wurde die EPS der CPY-Generation aktualisiert, um die neuesten Betriebserfahrungen einzubeziehen (insbesondere die Zuverlässigkeitsdaten der Ausrüstung, die Identifizierung und Häufigkeit von Auslösern sowie das Betriebsprofil). Sie berücksichtigt die neuen Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage, die aus den jüngsten Studien hervorgehen.

Bei dieser Gelegenheit wurden mehrere wesentliche Erweiterungen des Umfangs der EPS vorgenommen, darunter eine bessere Berücksichtigung der Lüftungssysteme und ihrer Versorgungssysteme (Stromversorgung, Kaltwasserquelle), die Behandlung einer größeren Anzahl von auslösenden Ereignissen sowie die Berücksichtigung von menschlichen Maßnahmen, die über einen Zeitraum von mehr als 4 Stunden durchgeführt werden müssen. Die Modellierung der RRI/SEC-Systeme und der elektrischen Systeme wurde ebenfalls verfeinert.

Aus diesen Entwicklungen konnten Erkenntnisse gewonnen werden, die im Rahmen des ⁴. RP 900 zu folgenden Änderungen führten:

- Ersatz der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Verriegelungsschütze (enthalten in der Änderung PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Leistungsstufen der CPY-Stufe),
- die Weiterentwicklung der Betriebsverfahren zur Verbesserung:
 - die Zuverlässigkeit der Belüftung der elektrischen Gebäude in Zuständen, in denen der Reaktor abgeschaltet ist,
 - die Zuverlässigkeit der Durchführung einer Notfallmaßnahme bei Ausfall der Funktion des als Kaltwasserquelle des Blocks dienenden Notkühlwassers.

Im Anschluss an die periodische Überprüfung wurde eine neue Version des EPS mit der Bezeichnung „EPS 900 CPY VD4“ erstellt, um einen Reaktor der CPY-Generation im Zustand VD4 abzubilden und die neuesten Betriebserfahrungen sowie neue Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage zu integrieren.

Mit dem EPS 900 CPY VD4 lässt sich somit das Risiko einer Kernschmelze bei internen Kesselereignissen auf etwa $3 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr und Reaktor abschätzen. Der Beitrag verteilt sich relativ gleichmäßig auf die verschiedenen Unfallfamilien.

Die vorherrschenden Unfallgruppen sind in absteigender Reihenfolge ihres Beitrags:

- Ausfälle von Hochspannungsstromquellen (PSLHT), deren Dominanz auf die Integration von Lüftungssystemen, insbesondere in den Elektroräumen, zurückzuführen ist. Die neuesten Entwicklungen des Wissensstands in Bezug auf diese Situationen haben zu Änderungen im Betriebsverhalten geführt, insbesondere durch den verstärkten Einsatz der EAS-ND-Pumpe (PNPP1811), sowie zu einer materiellen Änderung, die darin besteht, die Schütze der Ventilatoren in den Elektroräumen zu ersetzen (enthalten in PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation);
- Unfälle mit Verlust des Primärkühlmittels (APRP);
- Transienten in Verbindung mit einem Ausfall der automatischen Reaktorabschaltung (ATWS);
- Transienten im Sekundärkreislauf (TGTA);
- Ausfälle von Niederspannungsstromquellen (PSLBT);
- Kaltquellenverluste (PSF), die die aktuellsten Erkenntnisse hinsichtlich des Zünders berücksichtigen;

Drei Gruppen tragen in geringerem Maße zum Risiko einer Kernschmelze bei, in absteigender Reihenfolge:

- Transienten im Primärkreislauf (TRCP);
- Brüche in den Sekundärrohrleitungen (RTS);
- Brüche von Dampferzeugerrohren (RTGV).

Letztendlich sind die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Maßnahmen, die sich positiv auf das Risiko einer Kernschmelze auswirken, folgende:

- der Austausch der Stromversorgungsschütze für die Ventilatoren in den Elektroräumen (enthalten in PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation),
- die Isolierung der thermischen Barriere des GMPP (PNPP1371),
- Ersatz des LLS-Turbogenerators durch den Notstromdiesel DUS (PNPE1152),
- die blockübergreifende Absicherung der Notstromdiesel (PNPE1166),
- die EAS-ND-Pumpe bei Ausfall der Hochspannungsstromversorgung (PNPP1811),
- die Bewertung der Schutzmaßnahmen bei Ausfall der Kühlquelle: Notversorgung des RRI durch PTR und Notversorgung des RCV durch den RRI des benachbarten Blocks.

Darüber hinaus ermöglichte die Berücksichtigung der Betriebserfahrungen eine Abwärtskorrektur der Häufigkeiten einer Reihe von Auslösern (Ausfall der LH-Schalttafeln durch Gleichtaktstörung) und die Aktualisierung bestimmter Zuverlässigkeitsdaten (mechanische Blockierung von Stabbündeln, Notpumpen).

Die EPS für interne Ereignisse im CPY-Reaktorkessel der Stufe 1 wurde somit aktualisiert, um den Referenzausführungszustand eines Reaktors der CPY-Generation nach dem 4. RP 900 widerzuspiegeln. Für die EPS für interne Ereignisse im Reaktorkessel wurde im Vergleich zur vorherigen Überprüfung eine Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 % ermittelt.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Hinblick auf den Palier-Zustand auf.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Änderungen:

- PNRL1879 „DVLa-Haftschütze“,
- PNPP1811 „Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP1371 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der thermischen Barrieren GMPP“,
- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromgenerator durch eine Versorgung über den Notstromdiesel“,
- PNPE1166 „Hinzufügung einer elektrischen Architektur, die den Ersatz des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel des benachbarten Blocks ermöglicht“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen der Betriebsverfahren in Bezug auf die Belüftung und die Durchführung einer Notfallmaßnahme bei Ausfall der Not-Rohwasserfunktion wurden in die Betriebsdokumentation aufgenommen.

1.2.2. STREBEN NACH RADIOLOGISCHEN FOLGEN, DIE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERN

Die Auslegungsstörfälle und -unfälle stellen die bei der ursprünglichen Auslegung der Blöcke zugrunde gelegten Betriebsbedingungen dar und werden entsprechend der geschätzten Häufigkeit ihres Auftretens in die Kategorien 2 bis 4 eingestuft:

- Kategorie 2: Störfälle mit mäßiger Häufigkeit,
- Kategorie 3: Unfälle mit sehr geringer Häufigkeit,
- Kategorie 4: höchst unwahrscheinliche Unfälle.

Jeder Störfall oder Unfall entspricht im Allgemeinen dem repräsentativsten und/oder schwerwiegendsten Fall einer bestimmten Art von Transienten.

Um zu überprüfen, ob die Auslegungsstörfälle und -unfälle nur begrenzte radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung haben, müssen die Ergebnisse der Dosisberechnungen mit Dosisgrenzwerten verglichen werden, die an die untersuchte Situation sowie an den betrachteten Zeitraum angepasst sind. Dabei wird zwischen der Dosis in der Kurzzeitphase des Unfalls, berechnet für 24 Stunden und 7 Tage, unterschieden.

Für Transienten der 2. Kategorie ist kein Dosisgrenzwert festgelegt. Diese Transienten liegen innerhalb des jährlichen Grenzwerts (1 mSv) für die effektive Dosis bei der Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung (Artikel R.1333-11 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen).

Was die Transienten der 3- und 4- Kategorie (Kurzzeitphase) betrifft, so wird das festgelegte Anforderungsniveau an die Häufigkeit des Auftretens der betreffenden Situation angepasst. Es wird unter Berücksichtigung der Interventionsstufen definiert, die mit der Umsetzung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung in radiologischen Notfällen verbunden sind:

- für Betriebsbedingungen der 3- Kategorie: effektive Dosis < 10 mSv,
- für Betriebsbedingungen der Kategorie 4: effektive Dosis < 50 mSv.

Der Dosisgrenzwert für zusätzliche Betriebsbedingungen, der sich auf die Kurzzeitphase von Unfällen bezieht, entspricht dem für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 festgelegten Wert, d. h.:

- Effektivdosis < 50 mSv.

Bei Unfällen, die zu erheblichen Jodfreisetzungen führen können, wird die Berechnung der kurzfristigen effektiven Dosis durch die Berechnung der äquivalenten Dosis an der Schilddrüse für denselben Zeitraum ergänzt, um die Notwendigkeit der Verabreichung von stabilem Jod im Vergleich zu dem in radiologischen Notfällen als Referenzwert geltenden Dosisniveau von 50 mSv beurteilen zu können.

Im 4. RP 900 setzt sich EDF ein ehrgeizigeres Ziel als die strikte Einhaltung der Dosisgrenzwerte, die im Rahmen des Sicherheitsnachweises für die verschiedenen Unfallkategorien vorgeschrieben sind. EDF strebt ein Ausmaß an radiologischen Folgen an, wobei die Kategorien 3 und 4 zusammengefasst werden, das keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordert. In der Praxis bedeutet dies eine kurzfristige Schilddrüsendosis am Standortgrenzwert, die sich 50 mSv annähern soll, sowie eine effektive Dosis, die sich 10 mSv annähern soll.

Um dieses Ziel zu erreichen, umfasst das Arbeitsprogramm und die damit verbundenen Maßnahmen von EDF mehrere Komponenten:

- Neubewertung der radiologischen Folgen von Unfällen im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel und Ermittlung von Verbesserungsmaßnahmen zur Erreichung des Ziels,
- Neubewertung der Leistungsfähigkeit des Sicherheitsbehälters und Ermittlung geeigneter Verbesserungsmaßnahmen in diesem Bereich,
- Überprüfung der radiologischen Auswirkungen „außerhalb des Reaktorkessels“ (BAC).

1.2.2.1. Neubewertung der radiologischen Folgen „innerhalb des Reaktorkessels“

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ Methodik

Die Methodik zur Bewertung der radiologischen Folgen von unfallbedingten Freisetzungen in die Atmosphäre berücksichtigt die vorstehenden Anweisungen sowie die behördlichen Anforderungen.

❖ Zusammenfassung der Studien

Auf alle Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche folgt eine Bewertung der radiologischen Folgen.

Die Berechnungen der radiologischen Folgen von Auslegungsstörfällen (Kategorie 2) und -unfällen (Kategorien 3 und 4) sowie von Unfällen im ergänzenden Bereich zeigen, dass die Freisetzungen radioaktiver Stoffe außerhalb der Anlage, die aus diesen Situationen resultieren, begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt haben. Die berechneten Dosen liegen innerhalb der für diese Störfall- und Unfallkategorien festgelegten Dosisgrenzwerte.

Ein Schwerpunkt liegt auf den Studien zu APRP und RTGV der 4- Kategorie, da diese die höchsten Dosiswerte aufweisen.

➤ **Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels der 4-Kategorie (APRP4)**

Die kurzfristigen Ergebnisse des 4. RP 900, die unter strengen Annahmen insbesondere hinsichtlich der Bruchrate der Hüllrohre durchgeführt wurden, entsprechen dem Ziel, das sich EDF im Rahmen des 4. RP 900 gesetzt hat, nämlich Werte anzustreben, die für alle Auslegungsunfälle in der Entfernung zur ersten Wohnsiedlung keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordern:

- Die Gesamtwirksame Dosis liegt unter dem für Schutzmaßnahmen geltenden Grenzwert von 10 mSv,
- die Schilddrüsenäquivalentdosis für die CPY-Stufe bei der PMOX-Brennstoffbewirtschaftung liegt unter dem Grenzwert von 50 mSv, dem Wert, bei dem die Verabreichung von stabilem Jod vorgesehen ist.

➤ **Unfall durch Rohrbruch im Dampferzeuger der 4-Kategorie (RTGV4)**

Um die radiologischen Folgen zu verringern und somit die Auswirkungen so gering wie möglich zu halten, hat EDF die Machbarkeit einer Reihe von Verbesserungen analysiert. EDF hat sich für zwei Lösungen entschieden:

- Erhöhung der Evakuierungskapazität des GCTa (PNPE1141); diese Änderung entspricht der Vorschrift [CR-A-II-1], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde.
- Senkung des gemäß den radiochemischen Spezifikationen des Primärkreislaufs zulässigen Höchstwerts für Iod-131-Äquivalent im Transient um 33 % (von 150 auf 100 GBq/t), um den Reaktor im

Diese Senkung ermöglicht es, die radiologischen Folgen aller Unfälle ohne Brennstoffhüllenbruch zu verringern, darunter auch den RTGV der Kategorie 4, einem Unfall mit den schwerwiegendsten radiologischen Folgen im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Unfälle ohne Kernschmelze. Es besteht in der Tat ein direkter und proportionaler Einfluss auf die Schilddrüsendosen und in geringerem Maße ein direkter Einfluss auf die effektiven Dosen. Dadurch werden die radiologischen Folgen begrenzt, die mit der während des RTGV4-Unfalltransienten freigesetzten Primärwassermenge verbunden sind, was dazu führt, dass der Einsatz von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung zunehmend überflüssig wird.

Es ist anzumerken, dass die zur Bewertung der radiologischen Folgen verwendete Methode erhebliche Abschläge berücksichtigt, die insbesondere mit den meteorologischen Bedingungen zusammenhängen. Diese Methode entspricht derzeit dem Stand der Technik unter den verfügbaren Methoden. Eine realistischere und repräsentativere Berücksichtigung der meteorologischen Bedingungen und ihrer Variabilität nach einem statistischen Ansatz würde einen erheblichen Gewinn hinsichtlich der Dosen für den Unfall von RTGV4 ermöglichen.

Darüber hinaus führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften und zur weiteren Reduzierung der radioaktiven Freisetzungen, insbesondere der flüssigen,

- führt EDF eine Änderung der Betriebsführung bei Transienten von RTGV4 durch, die eine Reduzierung der flüssigen Freisetzungen um mehrere Dutzend Tonnen ermöglicht; diese Änderung entspricht der Vorschrift [CR-A-II-2];
- EDF führt eine weitere Senkung (von 100 auf 80 GBq/t) des gemäß den radiochemischen Spezifikationen für den Primärkreislauf zulässigen Höchstwerts für Iod-131-Äquivalent im Transientenzustand durch, um den Reaktor in Betrieb zu halten. Diese Maßnahme entspricht der Vorschrift [CR-A-I].

Insgesamt ermöglicht die Senkung von 150 auf 80 GBq/t eine Verringerung der äquivalenten Schilddrüsendosis um etwa 50 %.

❖ Schlussfolgerungen

Was die radiologischen Folgen betrifft, so liegen die für die Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche des 4. RP 900 bewerteten Dosen innerhalb der Dosisgrenzwerte für die verschiedenen Störfall- und Unfallkategorien und entsprechen dem von EDF für das 4. RP 900 festgelegten Ziel.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten gegenüber dem Palier-Zustand auf, bei dem die Blöcke mit Dampferzeugern vom Typ 47/22 ausgestattet sind.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die dokumentarische Änderung „Senkung der Iod-131-Äquivalenzspezifikationen auf 80 GBq/t“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt.

Die Änderung der Transientenführung von RTGV4 wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin mit DA RGE VI VD4 900 integriert.

Die Änderung PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

1.2.2.2. Neubewertung der Leistungsfähigkeit des Containments

Allgemeiner Teil: Reaktorblock

EDF führt seit mehr als 10 Jahren ein Arbeitsprogramm zur Problematik der „Lebensdauer der Sicherheitsbehälter“ durch. Dieses ist Gegenstand regelmäßiger Präsentationen vor der ASN. Für die CPY-Generation wurde die Neubewertung des Containments in das Arbeitsprogramm des 4. RP 900 integriert. Dieser Ansatz trägt zur Beherrschung der radiologischen Folgen von Auslegungsunfällen und zur Begrenzung der Auswirkungen eines Unfalls mit Kernschmelze bei (siehe [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4](#)).

In diesem Zusammenhang hat EDF Studien durchgeführt, um Folgendes zu überprüfen:

- Die Einhaltung der funktionalen Kriterien im Störfall:
 - Überprüfung, ob der im Reaktorbehälter während eines APRP oder einer RTV erreichte Maximaldruck unter dem Auslegungsdruck (5 bar absolut) liegt, wodurch die Einhaltung der funktionalen Kriterien hinsichtlich Festigkeit und Dichtheit des Reaktorbehälters im Störfall gewährleistet ist;
 - Überprüfung, dass die während eines APRP oder einer RTV erreichten maximalen Drücke und Taupunkttemperaturen unter dem Qualifizierungsprofil der Ausrüstung für Störfallbedingungen liegen, was de facto die Standfestigkeit der Ausrüstung im Störfall gewährleistet;
 - Überprüfen, ob die maximale Wassertemperatur in den Sumpfbecken während der Rückführphase den festgelegten Entkopplungswert nicht überschreitet, wodurch die ordnungsgemäße Funktion der Sicherheitssysteme im Störfall gewährleistet wird;
- Das mechanische Verhalten der Sicherheitsbehälter sowie Korrosionserscheinungen und andere Schäden;
- Funktionsfähigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters.

Untersuchung der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter im Störfall

Anhand der APRP- und RTV-Transienten werden die freigesetzten Massen und Energien (MEL) im Sicherheitsbehälter ermittelt, die als Eingangsdaten für die Untersuchungen zur Behälterfestigkeit dienen.

Die Berücksichtigung doppelt durchbrochener Leckagen bei der Bewertung der freigesetzten Massen und Energien zur Berechnung der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter stellt eine nachteilige Annahme dar, da sie unrealistisch ist.

Die Untersuchungen der Druck- und Temperaturverhältnisse im Sicherheitsbehälter kommen zu dem Ergebnis, dass die Kriterien erfüllt sind.

Zudem wird der maximale Unterdruck im Sicherheitsbehälter im Normalbetrieb nach einer unbeabsichtigten Auslösung der Behälterberieselung ermittelt. Dadurch lässt sich die Einhaltung des bei der Auslegung berücksichtigten maximalen Unterdrucks überprüfen.

Mechanisches Verhalten und Dichtheit der Sicherheitsbehälter – Korrosionserscheinungen und andere Schäden



Mechanisches Verhalten und Schäden, die den Sicherheitsbehälter beeinträchtigen können

Die Berücksichtigung der Themen „*mechanisches Verhalten des Sicherheitsbehälters*“ sowie „*Korrosion und pathologische Phänomene*“ ist in den DAPE (Dossier d’Aptitude à la Poursuite de l’Exploitation) vorgesehen.

„*Reaktorgebäude von 900-MWe-Reaktoren*“ und „*Bauwerke von 900-MWe-Kraftwerken im Hinblick auf das Risiko einer inneren Betonquellung*“ (siehe [Teil III – Abschnitt 1](#)).

Im DAPE werden zudem Elemente vorgelegt, die die Angemessenheit der getroffenen Maßnahmen zum Schutz vor Korrosionserscheinungen an der Metallhülle bestätigen.



Mechanisches Verhalten des Sicherheitsbehälters „VD4 + 10 Jahre“

Die im Rahmen des 3. RP 900 durchgeführten Studien zur mechanischen Festigkeit der Sicherheitsbehälter dieser Bauart (Betonwand und Metallhülle) wurden unter der Annahme einer Betriebsdauer von 60 Jahren mit einer angemessenen Sicherheitsmarge durchgeführt. Darüber hinaus hat EDF nachgewiesen, dass die Alterungserscheinungen des Betons ab 20 Jahren begrenzt und nach 40 Jahren sehr begrenzt sind, sodass die erzielten Ergebnisse auf das 4. RP 900 übertragbar sind.



Pathologische Phänomene, die den Sicherheitsbehälter „VD4 + 10 Jahre“ beeinträchtigen könnten Die nach Abschluss des 3. RP 900 durchgeführten Studien und Maßnahmen zu Korrosionsproblemen und pathologischen Phänomenen gelten weiterhin für den 4. RP 900.

Die Sicherheitsbehälter der 900-MWe-Reaktoren werden im Rahmen der PBMP regelmäßig auf pathologische Erscheinungen überwacht, die ihre Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen könnten. Die Erfahrungsauswertung zeigt im Hinblick auf den weiteren Betrieb der Reaktoren, dass die durchgeführte Überwachung eine recht frühzeitige Erkennung von Störungen ermöglicht, sowohl hinsichtlich der Korrosion der Armaturen und des Risikos einer Alkali-Aggregat-Reaktion (AAR) als auch hinsichtlich der internen Sulfatreaktion (ISR).



Korrosion der metallischen Dichtungshaut

Der Nachweis der Betriebsfähigkeit der Sicherheitsbehälter der CPY-Generation hinsichtlich der Korrosion der metallischen Dichtungshaut stützt sich auf Informationen über den Zustand der metallischen Haut, die gewonnen wurden bei:

- der Durchführung von Reparaturen im Bereich des Reaktorgebäudebodens an allen Blöcken der 900-MWe-Generation (Maßnahmen, die Anfang der 90er Jahre durchgeführt wurden);

- der Durchführung von Sichtprüfungen der Haut im Rahmen der zehnjährigen Prüfungen, die den zufriedenstellenden Zustand der Haut und des metallischen Schutzes der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech bestätigen;
- bei der Durchführung von Sichtprüfungen der Lackierung und des oberen Teils (Ebene -3,50 m) der Fundament-Knotenpunkt-Verbindung im Rahmen der PBMP „IPS-Tiefbauwerke“, die den zufriedenstellenden Zustand des Anstrichs;
- Durchführung von Dickenmessungen an den Blechen der Metallhaut des Schafts, von Dickenmessungen an den Blechen der Metallhaut der Kuppel und Überwachung des oberen Teils der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech, die keine betriebsbedingten Schäden erkennen lassen, die die Instandhaltung der Sicherheitsbehälter in Frage stellen könnten;
- die Durchführung einer ergänzenden Untersuchung der von Korrosion betroffenen Bereiche, die zu dem Ergebnis kommt, dass die Metallhaut intakt ist und von den korrodierten Bereichen nicht beeinträchtigt wird, und zwar für alle untersuchten Konfigurationen;
- der Bewertung der Korrosionstiefe, die die Metallhaut beeinträchtigen könnte, aus der hervorgeht, dass das Risiko eines Durchbruchs gering ist;
- der Auswertung der verfügbaren nationalen und internationalen Erfahrungswerte.

Somit stellt die Lochfraßkorrosion der Metallhülle in Verbindung mit einem Durchbruch der Hülle angesichts der durchgeführten Überwachung keinen wahrscheinlichen Alterungsprozess dar, der die Dichtungsfunktion des Behälters in Frage stellen könnte.

❖ **Reserve-Durchführungen**

Es wurde eine Kampagne zur Sichtprüfung dieser Durchführungen durchgeführt, um eine vollständige Bestandsaufnahme für alle Blöcke der CPY-Generation zu erstellen. Ziel ist es, jegliche Korrosionserscheinungen zu erkennen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, und deren Schädlichkeit zu bestimmen.

Die visuellen Befunde für jede Durchführung aller Blöcke werden in fünf Kategorien eingeteilt:

- nicht korrodierte Durchführungen,
- Durchführungen mit Rostblüte (Rostspuren an der Oberfläche...),
- Durchführungen mit mäßiger Korrosion (eine Fläche oder mehrere größere Korrosionsstellen),
- Durchführungen mit starker Korrosion (Blasenbildung, Abblättern auf großer Fläche...),
- sonstige Fälle: unzugängliche Durchführungen.

Die Ergebnisse dieser Kontrollen sind im Abschnitt „Zustandsbilanz des Reaktorblocks“ dargestellt.

❖ **Auskultation**

Um dem Verlust bestimmter, im Beton der Behälter eingebetteter Dehnungsmessstreifen vorzubeugen, hat EDF eine Instrumentierung definiert, die als „*Optimales Auskultationssystem*“ (D.A.O.) definiert, das darauf abzielt, die Kontinuität der Auskultationsmessungen zu gewährleisten, um das mechanische Verhalten und die Entwicklung der verzögerten Verformungen im erwarteten Bereich während des Betriebs anlässlich der Behälterprüfungen zu überwachen.

So hat EDF vorbeugend Dehnungsmessstreifen an der Oberseite der vorgespannten Wand der Reaktorgebäude der CPY-Generation („Verbesserung der Robustheit des EAU-Systems gegenüber dem DAO“ PNPP1546) installiert, um ein funktionsfähiges D.A.O. zu gewährleisten.

Funktionalität und Dichtheit der Sicherheitshülle

❖ Doppelmantelkonstruktion bei RIS und EAS

Die Doppelmantelkonstruktion dient dazu, ein unbeabsichtigtes Leck (Ansaugleitung RIS oder EAS) zwischen den Sammelbecken und dem ersten Absperrventil oder am Ventil selbst einzudämmen. Es ist eine Vorrichtung zur Prüfung der Dichtheit der Doppelmantelkonstruktion installiert.

Diese Doppelhülle bildet die Verlängerung der ^{dritten} Sicherheitsbarriere während der Unfallphasen der Rückführung in die Auffangbecken.

Bei den regelmäßigen Dichtheitsprüfungen der ^{dritten} Sicherheitshülle weist EDF nach, dass diese Doppelmäntel dicht sind und ihre Funktion als Erweiterung der ^{dritten} Sicherheitshülle erfüllen.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF das Risiko eines Containment-Bypasses im Zusammenhang mit den nicht isolierbaren Abschnitten der RIS- und EAS-Rohrleitungen außerhalb des BR analysiert, indem es:

- eine Überprüfung der verschiedenen in Betracht kommenden Maßnahmen zur Gewährleistung einer lückenlosen Überwachung der doppelten Ummantelung der RIS- und EAS-Rohrleitungen,
- eine detaillierte Analyse der Vor- und Nachteile der Umsetzung der erforderlichen Änderungen. Daraus geht hervor, dass die Sicherheitsbehälterintegrität im Normalbetrieb durch die äußere Dichtheit der doppelten Hülle gewährleistet ist. Die Einschließung im Störfall wird durch die Integrität der doppelten Hülle gewährleistet, die den Anforderungen zur Erfüllung dieser Funktion entspricht. Der Nachweis der Beherrschung der Integrität der doppelten Hülle in Bezug auf die Sicherheitsfunktion der Einschließung stützt sich auf zwei Arten der Überwachung:

- die Überwachung der Dichtheit der doppelten Hülle,
- die Überwachung auf stehendes Wasser, das als potenzieller Korrosionsauslöser dienen und langfristig zu einem Dickenverlust der Doppelhülle führen könnte. Diese Überwachung erfolgt durchgeführt mittels:
 - regelmäßiger Prüfungen,
 - vorbeugender Wartung der verstärkten Epoxidbeschichtung an den Sumpfstellen,
 - der vorbeugenden Wartung des Absperrventils.

Diese dreifache Überwachung ermöglicht eine lückenlose Überwachung und die Unterscheidung potenzieller Wasserquellen. Die Wartungsprogramme aller Stufen sehen bei jedem Stillstand zum Nachfüllen das Öffnen des Ablassventils vor, wodurch eventuell stehendes Wasser, insbesondere durch Kondensation entstandenes Wasser, das durch die Dichtheitsüberwachung nicht erkennbar wäre, entfernt wird.

Ergänzend dazu plant EDF im Rahmen des 4. RP 900 die Einrichtung eines Abzweigs, um eine Sichtprüfung des Inneren der doppelten Hülle mittels eines Endoskop- oder Videosystems zu ermöglichen (PNPP1932).

❖ Erweiterung der dritten Sicherheitshülle

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die Definition der Ausdehnung der ^{dritten} Barriere aktualisiert. Die gewählte Definition lautet wie folgt:

- Die Ausdehnung der dritten Barriere besteht aus den Kreisläufen oder Teilen von Kreisläufen und den dazugehörigen Ausrüstungen, die gleichzeitig die folgenden Kriterien erfüllen:
 - Sie befinden sich außerhalb der ^{dritten} Barriere, die durch das Gebäude gebildet wird;

- Sie können vom Inneren des Sicherheitsbehälters aus über die Grenzen der ^{dritten} Barriere hinaus, wenn die Einschlussfunktion erforderlich ist (Isolierung der dritten Barriere):
 - entweder Primärfluid nach einem Störfall, der zu einer Beschädigung der ersten Barriere führen kann (Mantelbrüche),
 - entweder die Atmosphäre im Behälter nach einem Störfall, der gleichzeitig zu einer Beschädigung der ersten Barriere und zu einer Freisetzung von Radioaktivität im Behälter (Verlust der zweiten Barriere).
- Diese Kreisläufe oder Teile von Kreisläufen:
 - entweder werden bei einem Störfall in Betrieb genommen, da sie für die Erfüllung einer radiologischen Sicherheitsfunktion erforderlich sind,
 - entweder sind sie bereits vor einer Störfallsituation in Betrieb und werden während des Unfalls weiterbetrie ben .
- Die für die Identifizierung der Kreisläufe, die gemäß der obigen Definition die Erweiterung der ^{dritten} Barriere bilden, berücksichtigten Störfallsituationen sind die im Rahmen des Nachweis der nuklearen Sicherheit untersucht werden: die Auslegungsbetriebsbedingungen, die Bedingungen des ergänzenden Bereichs und die Unfallsituationen mit Kernschmelze, für die materielle oder betriebliche Vorkehrungen festgelegt sind.

Die Anforderungen an die Kreisläufe, die zur Erweiterung der ^{dritten} Sicherheitsbarriere gehören, ergänzen die Auslegungsanforderungen für den Sicherheitsbehälter und dessen Isolationssystem sowie für die mit dem Sicherheitsbehälter verbundenen Sicherheitssysteme. Für alle Komponenten der Erweiterung der ^{dritten} Barriere, die zur Minderung von Auslegungsunfällen oder Unfällen im ergänzenden Bereich erforderlich sind, gilt die Anforderung der äußeren Dichtheit. Für Komponenten, die sich an der Grenze der Erweiterung der ^{dritten} Barriere befinden, gilt die Anforderung der äußeren und inneren Dichtheit. Die für die Minderung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlichen Kreisläufe, die ebenfalls unter die Definition der Erweiterung der ^{dritten} Barriere fallen, müssen ebenfalls diese Anforderungen erfüllen.

Ergänzend dazu wurden im Rahmen des ⁴- RP 900 Studien durchgeführt, um:

- zunächst die Kreisläufe, Kreislaufabschnitte und beweglichen Einrichtungen zu identifizieren, die für das Erreichen des sicheren Zustands bei den Unfällen der Sicherheitsnachweisführung nicht erforderlich sind, aber bei der Anwendung von Unfallprozeduren, einschließlich derjenigen, die von den für den Reaktorbetrieb zuständigen Teams auf Anforderung des Krisenstabs durchgeführt werden, aktive Flüssigkeit außerhalb des Sicherheitsbehälters zu befördern;
- in einem zweiten Schritt für die identifizierten Anlagen deren Dichtheit in den betrachteten Unfallsituationen nachzuweisen.

Die von EDF durchgeführten Analysen ermöglichten es, zwei Kreisläufe zu identifizieren (den mobilen Notkreislauf der EAS- und ISBP-Systeme sowie den Druckentlastungs- und Filterkreislauf des Sicherheitsbehälters im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze) und deren Dichtheit in den betrachteten Unfallsituationen nachzuweisen.

❖ **Regelmäßige Dichtheitsprüfung der TAM-Dichtungen**

EDF hat die Repräsentativität der derzeit durchgeführten Dichtheitsprüfungen an der Doppeldichtung des TAM bewertet. Diese Prüfungen ermöglichen es, regelmäßig zu überprüfen, dass keine Verschlechterung der Dichtheit der TAM-Dichtungen vorliegt, und somit die Verfügbarkeit der Einschlussfunktion zu gewährleisten. Eine Analyse der Daten aus den Erfahrungsberichten der durchgeführten Kontrollen hat die Angemessenheit der zur Überprüfung der Dichtheit des TAM eingesetzten Kontrollen bestätigt.

❖ **Vorrichtung zur Überwachung der Behälterdichtheit**

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-E] wird EDF die festgelegten Anforderungen an das System zur Überwachung der Leckrate des Sicherheitsbehälters während des Betriebs (SEXTEN) festlegen, das ein wichtiges Element für den Schutz darstellt und zur Überwachung der Sicherheitsbehälter-Dichtheit beiträgt, wenn die Luftmassen im Sicherheitsbehälter stabil sind.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Stillstands Zustands auf. [Bilanz](#)

des Zustands des Blocks

❖ Zusammenfassung der Ergebnisse der Sichtprüfungen der verschlossenen Reserve-Durchführungen

EDF hat eine Reihe von Sichtprüfungen der verschlossenen Reserve-Durchführungen durchgeführt, um etwaige Korrosionserscheinungen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, zu erkennen und deren Gefährlichkeit zu bestimmen:

- Die Bilanz für die 19 untersuchten Durchführungen lautet wie folgt:
 - 1 nicht korrodierte Durchführung,
 - 3 Durchführungen mit Rostblüte,
 - 15 Durchführungen mit mäßiger Korrosion,
 - keine Durchführung mit starker Korrosion.

Die durchgeführten Kontrollen zeigen insgesamt einen guten allgemeinen Zustand der verschlossenen Reserve-Durchführungen: Es wurden keine Schäden festgestellt, die ihre Integrität und damit die Gesamtdichtheit des Sicherheitsbehälters beeinträchtigen könnten.

Die Änderung PNPP1546 „Sicherung der Wasserüberwachung gegenüber dem DAO“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1932 „Einbau einer Entnahmestelle an der doppelten Hülle der Sicherheitsinjektionssysteme RIS und des Sprühsystems EAS für endoskopische Untersuchungen“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

1.2.2.3. Neubewertung der radiologischen Auswirkungen „außerhalb des Reaktorkessels“

Allgemeiner Teil „Lagerung“

In Fortsetzung des 3. RP 1300 hat EDF die Auslegungstörfälle und -belastungen der BAC-Gebäude analysiert, um die Akzeptanz der möglicherweise verursachten radiologischen Folgen im Hinblick auf das von den Behörden festgelegte Interventionsniveau für den Schutz der Bevölkerung, d. h. 10 mSv effektive Dosis, sicherzustellen.

Die wichtigsten Regeln für diesen Nachweis lauten wie folgt:

- Ereignisse, Zwischenfälle oder Angriffe im Kesselwasserkreislauf, die den Kesselbetrieb nicht beeinträchtigen, werden im Hinblick auf radiologische Folgen untersucht, indem die Sicherheitsfunktion zur Aufrechterhaltung der Eindämmung;
- Die Gebäudestruktur muss im Falle eines Ausfalls der darin enthaltenen Kreisläufe und Behälter eine Rückhaltefunktion für die darin enthaltenen Flüssigkeiten gewährleisten, um eine mögliche Kontamination des ;

- Im Normalbetrieb müssen die Anlage und ihr Betrieb im Rahmen des Personenschutzes zu einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung führen, die so gering wie möglich ist;
- Es werden Hüllszenarien definiert, um Stör- oder Unfallsituationen zu bestimmen und die Akzeptanz ihrer Folgen zu überprüfen.

Die durchgeführten Sicherheitsanalysen kommen zu dem Schluss, dass die radiologischen Folgen im Falle eines Unfalls akzeptabel sind. Insbesondere liegt die für das gewählte Extremfall-Szenario (großflächiger Brand im BAC) berechnete Dosis weit unter dem Kriterium von 10 mSv als effektive Dosis.

Das Standard-Betriebshandbuch für BAN, BAC und BTE zur Entsorgung nuklearer Abfälle in den Kernkraftwerken von EDF ergänzt die Auslegungsvorschriften durch Betriebsvorschriften und trägt zur Einhaltung der Sicherheitsanforderungen bei. Dieser Leitfaden trägt insbesondere zur Begrenzung der aus der Lagerung im BAC resultierenden Dosisleistung, zur Begrenzung der Brandlast im Gebäude (Brandrisikokontrolle) und zur Verbesserung der radiologischen Reinheit bei.

Die Auslegungsvorschriften werden zudem durch die Umsetzung von Betriebsvorschriften ergänzt, die dazu beitragen, unbeabsichtigte Freisetzungen und Leckagen zu verhindern, die in die Umwelt gelangen könnten.

Nach Abschluss der Prüfung im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung der BAC-Gebäude der Stufe CPY wird EDF seine Analyse vervollständigen, um insbesondere ein aktualisiertes Abfallinventar für einen Zeitraum von 10 Jahren einzubeziehen, die Anforderungen an die Ausrüstung und Vorkehrungen zur Begrenzung des Risikos der Freisetzung radioaktiver Stoffe zu identifizieren und zu begründen, den Rahmencharakter der ausgewählten Brandszenarien zu begründen und die radiologischen Folgen zu bewerten.

Die bei der Auslegung und im Betrieb getroffenen Vorkehrungen sind angemessen, um ein zufriedenstellendes Sicherheitsniveau im BAC zu gewährleisten.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

In Bezug auf dieses Thema gibt es keine Änderungen im Abschnitt Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin.

1.3 FAZIT

Die Unfallstudien berücksichtigen den aktuellen Wissensstand und bewährte Methoden, von denen einige bereits beim EPR Flamanville 3 zum Einsatz kommen. Sie erfüllen alle damit verbundenen Sicherheitskriterien.

Darüber hinaus wurde das Verhalten der Reaktoren der CPY-Generation bei den für den Auslegungsbereich des EPR Flamanville 3 festgelegten Transienten und Bedienerreaktionszeiten bewertet. Die derzeitigen oder im Rahmen des 4. RP 900 vorgesehenen Schutzmaßnahmen ermöglichen es den Reaktoren der CPY-Generation, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen und Bedienerreaktionszeiten des deterministischen Auslegungsreferenzsystems des EPR-Reaktors von Flamanville 3 ergeben.

Die internen CPY-Kesselereignis-Sicherheitsanalysen (EPS) der Stufe 1 wurden aktualisiert, um den Referenzausführungszustand eines Reaktors der CPY-Generation nach der Überprüfung gemäß dem 4. RP 900 widerzuspiegeln. Die Ergebnisse dieser Sicherheitsanalysen zeigen eine allgemeine Verbesserung gegenüber der vorherigen Überprüfung (Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze um etwa 30 %).

Was die radiologischen Folgen betrifft, so liegen die für die Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche des 4. RP 900 ermittelten Dosen innerhalb der Dosisgrenzwerte für die verschiedenen Störfall- und Unfallkategorien.

Im Hinblick auf das Ziel, die radiologischen Folgen auf ein Niveau zu senken, das keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordert, senkt EDF in den radiochemischen Spezifikationen für das Wasser des Primärkreislaufs den Aktivitätsgrenzwert in Jod-131-Äquivalent und führt eine Erhöhung des GCT-a-Durchflusses sowie eine Änderung der Betriebsführung im RTGV durch.

Der RTGV-Unfall, der den Auslegungsstörfall mit den höchsten radiologischen Folgen darstellt, ist Gegenstand von Berechnungen mit modernsten Methoden, bei denen die Aussichten auf Verbesserungen es ermöglichen werden, durch eine bessere Berücksichtigung der meteorologischen Variabilität der Situation noch näher an den Punkt heranzukommen, an dem keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich sind.

ABSCHNITT 2: BELASTUNGEN

INHALT

2. BELASTUNGEN	99
2.1 ZIELE.....	99
2.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE	100
2.2.1 SICHERSTELLUNG DER ROBUSTHEIT DER ANLAGEN BEI BEEINTRÄCHTIGUNGEN, DIE ANLÄSSLICH DER ÜBERPRÜFUNG NEU BEWERTET WURDEN, SOWIE GEMÄSS INTERNATIONALEN EMPFEHLUNGEN (WENRA)	100
2.2.1.1 Brand.....	103
2.2.1.2 Interne Explosion.....	111
2.2.1.3 Interne Überschwemmung, Rohrleitungsausfälle und Ausfälle von Behältern, Pumpen oder Hochdruckventilen	123
2.2.1.4 Externe Überschwemmung	127
2.2.1.5 Erdbeben	132
2.2.1.6 Kollisionen und herabfallende Lasten.....	136
2.2.1.7 Interne elektromagnetische Störungen (EMI)	141
2.2.1.8 Große Hitze	143
2.2.1.9 Extreme Kälte.....	147
2.2.1.10 Einwirkungen der Kaltquelle.....	150
2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind erzeugte Projektile	153
2.2.1.12 Tornado.....	155
2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMI)	156
2.2.1.14 Schnee	158
2.2.1.15 Risikomanagement in der Industrie	159
2.2.1.16 Luftfahrtrisikomanagement	162
2.2.1.17 Ergänzende Studien	164
2.2.2. ANSTREBEN EINES RISIKOS FÜR EINE KERNFUSION, EINSCHLIESSLICH STÖRUNGEN VON ETWA^{10⁻⁵} / JAHR.REAKTOR.....	168
2.2.2.1 EPS Brand.....	169
2.2.2.2 EPS Interne Explosion	171
2.2.2.3 EPS – Überschwemmung im Innenbereich.....	173
2.2.2.4 EPS Externe Überschwemmung	174
2.2.2.5 EPS Erdbeben.....	175
2.2.2.6 Gesamtüberarbeitung EPS.....	176
2.3 FAZIT	178

2. AGGRESSIONEN

2.1 ZIELE

Einwirkungen sind Ereignisse oder Situationen, die direkt oder indirekt zu Schäden an Strukturen, Systemen oder Komponenten führen können, die zur Erfüllung der grundlegenden Sicherheitsfunktionen erforderlich sind.

Im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Beanspruchungen werden folgende Beanspruchungsarten definiert:

- interne Beanspruchungen,
- externe Beanspruchungen, die in zwei Arten unterteilt werden:
 - natürliche externe Einwirkungen,
 - vom Menschen verursachte externe Einwirkungen.

Ursprünglich berücksichtigte der Nachweis der nuklearen Sicherheit Störfälle nach einem im Wesentlichen deterministischen Auslegungsansatz. Dieser Teilbereich „*Auslegungsbereich*“ (oder Referenzauslegungsbereich) liefert für jeden der berücksichtigten Störfälle einen deterministischen Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsziele im Falle eines sogenannten „*Referenzstörfalls*“.

Ab dem 3. RP 1300 wird für bestimmte Einwirkungen ein probabilistischer Teil in den Nachweis der nuklearen Sicherheit eingeführt.

Das 4. RP 900 folgt diesem Ansatz mit einem deterministischen Teil des Sicherheitsnachweises und einem probabilistischen Teil. Daraus ergeben sich die folgenden beiden Ziele:

Ziel Nr. 1: Sicherstellung der Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA)

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich der allgemeine Ansatz zur Berücksichtigung von Beanspruchungen weiterentwickelt, und die Beanspruchungsstudien wurden aktualisiert, um insbesondere den Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, den Wissensstand sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen.

Ziel ist es, im Falle einer Beanspruchung das Risiko einer Beeinträchtigung der folgenden Sicherheitsziele zu begrenzen:

- Integrität des Druckbehälters des Hauptprimärkreislaufs,
- Abschaltung und Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors,
- Verhinderung und Begrenzung der radiologischen Folgen von Unfällen für Mensch und Umwelt auf ein Maß, das unter wirtschaftlich vertretbaren Bedingungen

Im Rahmen des 4. RP 900 ist es das Ziel von EDF, bei den Belastungsstudien die WENRA-Referenzwerte anzuwenden und die Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung der zum Schutz vor Belastungen erforderlichen Maßnahmen zu überprüfen.

Ziel Nr. 2: Anstreben eines globalen Kernschmelzrisikos (RFC), das Störfälle von etwa¹⁰⁻⁵ / Reaktorjahr einbezieht

Der probabilistische Teil ergänzt den deterministischen Teil bei der Bewertung des Kernschmelzrisikos, um das Sicherheitsniveau der Anlagen zu beurteilen. Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den Umfang der Sicherheitsanalysen (EPS) auf den Bereich interner und externer Störfälle ausgeweitet. EDF hat probabilistische Sicherheitsanalysen der Stufe 1 in Bezug auf folgende Störfälle durchgeführt:

- EPS Brand,
- EPS Interne Explosion,
- EPS Externe Überschwemmung,
- EPS Interne Überschwemmung,
- EPS Erdbeben.

2.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE

2.2.1 Sicherstellung der Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA)

Die Auslegung der Blöcke der Baureihe 900 MWe berücksichtigt von Anfang an den Schutz vor plausiblen internen oder externen Einwirkungen. Diese Anforderung führt meist zu einer Begrenzung des Gemeinsamsrisiko für die Systeme, die für die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand erforderlich sind. Die im Rahmen der aufeinanderfolgenden periodischen Überprüfungen durchgeführten Neubewertungen und insbesondere die Berücksichtigung der gewonnenen Erfahrungen führten in der Folge zu einer Verbesserung der Modalitäten zur Berücksichtigung der verschiedenen Beanspruchungen, insbesondere derjenigen, die mit den klimatischen Bedingungen zusammenhängen.

Ergänzend zum Leitfaden für die 4. periodische Überprüfung 900 hat EDF den Umfang und die Ziele der Sicherheitsverbesserungen in Bezug auf Beanspruchungen präzisiert. Diese Elemente werden im Folgenden dargestellt.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die Vollständigkeit der Liste der berücksichtigten Einwirkungen im Vergleich zu den in der Verordnung vom 7. Februar 2012, geändert durch die Artikel 3.5 und 3.6, sowie in den WENRA-Referenzwerten identifizierten Einwirkungen überprüft. Die Einwirkungen werden entweder ausdrücklich berücksichtigt, fallen unter andere berücksichtigte Einwirkungen (z. B. Hagel) oder werden aus folgenden Gründen ausgeschlossen:

- sie sind für französische Anlagen nicht relevant (z. B. Sand- oder Salzstürme, Lawinen),
- sie sind aufgrund ihrer sehr geringen Wahrscheinlichkeit vom Anwendungsbereich der Analyse ausgeschlossen (z. B. Meteorit). Die im Rahmen des 4. RP 900 behandelten Einwirkungen werden im weiteren Verlauf dieses Absatzes vorgestellt.

Im Rahmen des 4. RP 900 lauten die Verbesserungsziele für die Studien zu Referenzbelastungen wie folgt:

- die Berücksichtigung der durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und die veröffentlichten ASN-Entscheidungen eingeführten erweiterten behördlichen Anforderungen, was insbesondere zur Konkretisierung der Anforderungen durch neuer Kapitel zu Störfällen im Sicherheitsnachweis,
- die Einbeziehung der seit dem 3. RP 900 gewonnenen Erfahrungen (Betrieb, Wissensentwicklung), was sich insbesondere in der Berücksichtigung der Anweisungen der anderen Stufen (3. RP 1300, 1. RP N4) und der ständigen thematischen Gruppen (externe Überschwemmungen, REX usw.) sowie der Klimabeobachtung.

Darüber hinaus unterliegen die für den Schutz vor Störfällen erforderlichen Ausrüstungen dem EIPS-Status. Die mit dem EIPS-Status verbundenen Anforderungen (insbesondere die Überwachung dieser Ausrüstungen im Betrieb) werden im Rahmen des ^{4.} RP 900 integriert.

Im Rahmen des ^{4.} RP 900 umfassen die Ziele zur Verbesserung der Sicherheitsanforderungen für die Referenzstörfallstudien auch die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte von 2008. In der Praxis führt die Analyse dazu, dass die Referenzwerte E8.2 bezüglich der Anwendung eines erschwerenden Faktors und E9.3 bezüglich der Reaktionszeit des Bedienpersonals einbezogen werden. Es wurden Sensitivitätsanalysen zu diesen Regeln durchgeführt. EDF hat zudem die WENRA-Referenzwerte 2014 analysiert und insbesondere, soweit technisch relevant, die im Rahmen des ^{4.} RP 900 für klimatische Einwirkungen berücksichtigten Naturgefahrenstufen auf Werte festgelegt, die einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit pro Reaktor von weniger als 10^{-4} entsprechen (Referenzwert T4.2).

Die im Rahmen des ^{4.} RP 900 festgelegten Änderungen der Anforderungen an die Studien zu Referenzbelastungen stehen somit im Einklang mit den Niveaus der fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren.

Anwendung eines Verschärfungsfaktors:

EDF hat ein Verfahren zur Anwendung des Verschärfungsfaktors auf die Referenzbelastungen des Sicherheitsnachweises (im Vergleich zu den WENRA-Referenzniveaus 2008) definiert. Für jede Referenzbelastung wurde eine Studie durchgeführt, bei der plausible Kumulierungen unter Anwendung eines Verschärfungsfaktors auf die ^{aktiven} Ausrüstungen¹ berücksichtigt wurden, die es ermöglichen, die Belastung zu verhindern oder deren Folgen zu begrenzen (Ausrüstung zur Abwehr von Störfällen). Diese Analyse hat gezeigt, dass trotz der Berücksichtigung eines Ausfalls an einer in der Störfallstudie bewerteten Anlage die für Auslegungsstörfälle der Kategorie 4 definierten Freisetzungskriterien eingehalten werden.

Die Schlussfolgerungen dieser Studien wurden in den Sicherheitsnachweis übernommen und werden im Folgenden für jeden einzelnen Angriff einzeln dargestellt.

EDF hat diesen Ansatz für bestimmte Einwirkungsfälle durch ein Verfahren ergänzt, das darauf abzielt, das hohe Zuverlässigkeitsniveau der in den Einwirkungsstudien berücksichtigten passiven Anlagen zu begründen und gegebenenfalls Maßnahmen zu ermitteln, die zur Stärkung dieser Zuverlässigkeit umgesetzt werden müssen. Diese Maßnahmen werden für Anlagen umgesetzt, die eine erhebliche sicherheitstechnische Bedeutung haben, die auf der Grundlage der Einwirkungs-EPS oder deterministischer Überlegungen bewertet wird. Dieser Ansatz wurde für die Einwirkungen Brand (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.1), interne Überschwemmung (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.3) und interne Explosion (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.2) angewandt.

Einsatzzeiten des Betreibers:

Die Referenzbelastungsstudien berücksichtigen Reaktionszeiten des Bedieners, die denen der Auslegungsunfallstudien entsprechen, nämlich:

- eine Reaktionszeit des Bedienpersonals im Kontrollraum von 20 Minuten,
- Reaktionszeiten vor Ort von 25 Minuten für Maßnahmen im Elektroraum oder in dessen unmittelbarer Nähe sowie von 35 Minuten für Maßnahmen in den anderen Gebäuden.

Für jede Referenzstörungssituation wurde eine Sensitivitätsanalyse für eine Reaktionszeit des Bedieners im Kontrollraum von 30 Minuten durchgeführt, um sicherzustellen, dass kein „*Klippeneffekt*“ auftritt.

¹ Im Sinne des Ansatzes zur Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in Angriffsstudien umfassen die sogenannten „aktiven“ Einrichtungen sowohl extern gesteuerte oder kontrollierte Einrichtungen, die manuell oder automatisch mit Hilfe von Übertragungs- und Antriebsmitteln (z. B. elektrischer Strom, hydraulische oder pneumatische Systeme) aktiviert werden, als auch „nicht-statische“ Einrichtungen.

Schließlich hat EDF eine Studie zur Sensitivität gegenüber einer Bedienungsverzögerung von einer Stunde vor Ort für die Konfigurationen durchgeführt, die als am empfindlichsten identifiziert wurden.

Zielwerte für jährliche Eintrittswahrscheinlichkeiten pro Reaktor unter 10^{-4} für klimatische Einwirkungen:

Ende 2014 wurde in den WENRA-Referenzniveaus ein neues Kapitel speziell für natürliche Einwirkungen geschaffen. Die Referenzstufe T4.2 verlangt insbesondere die Berücksichtigung einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Reaktor bei der Festlegung der Referenzstufen für natürliche Einwirkungen oder, falls diese Wahrscheinlichkeit nicht berechnet werden kann, die Begründung eines gleichwertigen Sicherheitsniveaus.

Das Arbeitsprogramm des 4. RP 900, das vor der Veröffentlichung der WENRA-Referenzniveaus erstellt wurde, wurde aktualisiert.

Die Schlussfolgerungen der von EDF durchgeführten Analyse lauten wie folgt:

- Bei den meisten externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs erschwert der aktuelle Wissensstand die Abschätzung eines Gefahrenniveaus, das einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit von Reaktor von 10^{-4} . Diese Schätzung ist leicht zu ermitteln, wenn historische Daten vorliegen und sich die Bedingungen kaum ändern: Dies ist der Fall bei externen Überschwemmungen, Erdbeben, Niedrigwasserständen und Tornados. Bei anderen externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs ist dies komplexer, da in einigen Fällen ein spezifischer Ansatz erforderlich war, um bei Bedarf Gefahrenstufen zu ermitteln, die deutlich über den für die Bemessung herangezogenen Werten lagen. In diesem Fall basiert das Verfahren auf einem „vernünftig quantifizierbaren“ Eintrittswahrscheinlichkeitswert (typischerweise eine hundertjährige Wiederkehrperiode), auf den eine Sicherheitsmarge angewendet wird, die nach dem Ermessen des Ingenieurs zu einem Gefahrenniveau führt, das mit dem WENRA-Zielwert für eine zehntausendjährige Wiederkehrperiode vergleichbar ist. Dieser Ansatz wurde für die folgenden Einwirkungen angewendet: Starkwind, Hitzewelle und Kältewelle.
- Das Referenzniveau für das 4. RP 900 der Einwirkungen Erdbeben, externe Überschwemmung, Einwirkungen der Kaltwasserquelle, Blitzschlag und Tornado entspricht den WENRA-Erwartungen. Die Studien zu Die CPY-Lager zeigen die hohe Robustheit der Anlagen gegenüber Hitzewellen und extremer Kälte. Die Studie zur Hitzewelle wurde insbesondere im Rahmen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-C] aufgegriffen, um die Berücksichtigung der mit den Modellierungen und den Außenlufttemperaturwerten verbundenen Unsicherheiten zu verbessern. EDF hat ein Risiko definiert, das über die in seinem Referenzsystem „Grands Chauds“ festgelegten Temperaturen hinausgeht und einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren entspricht, und hat dies angesichts der mit seiner Bewertung verbundenen Unsicherheiten begründet. EDF hat die Verfügbarkeit der erforderlichen Ausrüstung zur Bewältigung dieser Situation überprüft, auch im Falle eines Ausfalls der externen Stromversorgung, und für jeden der identifizierten Überschreitungsfälle eine spezifische Maßnahme eingeleitet, die den Sicherheitsanforderungen angepasst ist.
- Bei starken Winden wird die Robustheit der Anlagen ebenfalls direkt und ohne Änderung der Anlage nachgewiesen.
- Für den Fall von Schnee wird EDF nach Abschluss der Phase B eine Vorschrift in das Betriebshandbuch aufnehmen, die sich auf Bauwerke bezieht, die eine Schneeräumung erfordern, um die Robustheit der Anlagen bei Gefahrenstufen, die über die Auslegungswerte hinausgehen.

Klimabeobachtung:

Im Rahmen eines vorausschauenden Ansatzes möchte EDF sicherstellen, dass der Klimawandel die Gewährleistung einer korrekten Auslegung der Anlagen angesichts der befürchteten Gefahren, deren Eigenschaften sich ändern könnten, nicht in Frage stellt.

EDF hat daher einen Ansatz zur Berücksichtigung des Klimawandels bei

, der in Verbindung mit der regelmäßigen Veröffentlichung der Berichte des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC) durchgeführt wird und darauf abzielt:

- die klimatischen Gefahren zu identifizieren, deren Entwicklung plausibel oder sicher ist, was zu einer Aufwärtskorrektur des Referenzgefahrenniveaus führen könnte,
- die Erreichung von Kriterien zu überwachen, die für ein Gefahrenniveau repräsentativ sind, das eine eingehende Analyse auslöst, um die Robustheit der Referenzwerte zwischen zwei regelmäßigen Überprüfungen zu gewährleisten.

So werden die Klimagefahrenstufen auf der Grundlage des neuesten wissenschaftlichen Kenntnisstands aktualisiert, sowohl was die Daten als auch die Modelle oder Methoden betrifft. Die richtige Dimensionierung der Anlagen im Hinblick auf klimatische Gefahren erfordert für jede Referenzbelastung die Festlegung eines Gefahrenniveaus, das je nach Fall auf einer Wiederkehrperiode oder auf einer normativen Vorgabe (z. B. Blitzschlagniveau) basiert. Diese Gefahrenniveaus dienen als Eingabedaten für die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Belastungsstudien.

Der weitere Verlauf dieses Abschnitts ist der Darstellung der Ergebnisse der Studien zu den verschiedenen im Rahmen des 4. RP 900 ausgewählten Einwirkungsarten gewidmet.

2.2.1.1 Brand

Allgemeiner Teil Etage

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im Rahmen des 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen für Brandrisiken auf die Überprüfung der korrekten Dimensionierung der Brandabschnitte ab. Zu diesem Zweck hat EDF die Fortschritte in der Modellierung genutzt, um die Berücksichtigung von Brandphänomenen zu verbessern.

Diese Ziele werden durch die Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen ergänzt, die durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und die Brandschutzentscheidung Nr. 2014-DC-0417 vom 28. Januar 2014 bezüglich der für Kernkraftwerke (INB) geltenden Vorschriften zur Beherrschung von Brandrisiken eingeführt wurden.

Schließlich wird der deterministische Ansatz durch einen probabilistischen Ansatz ergänzt, der eine umfassendere Bewertung der Robustheit der Anlage gegenüber einem Brand liefert (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2.1).

Die Auslegung der Blöcke der Baureihe 900 MWe berücksichtigt von Anfang an den Schutz vor Brandrisiken. Die Umsetzung des „PAI“ (Brandschutzplan) hat bereits dazu geführt, dass EDF die Brandverhütung, -erkennung und -bekämpfung in allen Blöcken sowohl in materieller als auch in organisatorischer Hinsicht erheblich verstärkt hat.

Die im Rahmen der aufeinanderfolgenden periodischen Überprüfungen durchgeführten Neubewertungen und insbesondere die Berücksichtigung der gewonnenen Erfahrungen führten in der Folge zu einer Verbesserung der Modalitäten zur Berücksichtigung von Brandereignissen.

So wurden anlässlich des ^{3.} RP 900 Änderungen vorgenommen, insbesondere nach Abschluss der Studien zur Bewertung der bestehenden Sicherheitsmargen (zusätzliche 10 Minuten Sicherheitsmarge im Vergleich zur Auslegung im Zustand ^{2.} RP 900) hinsichtlich der Auslegung der Schutzmaßnahmen gegen gemeinsame Verkabelungsmodi und der Mindestbetriebsmittel im Hinblick auf deren Feuerwiderstand.

Was die Auswirkungen von Brandrauch auf den Betrieb der Anlagen sowie die Druckeffekte im Brandfall betrifft, hat EDF im Rahmen des ^{3.} RP 1300 einerseits einen F&E-Ansatz verfolgt, der in einem der ASN vorgeschlagenen Maßnahmenprogramm mündete. Andererseits hat EDF gemeinsam mit dem IRSN parametrische Studien zu Druckeffekten durchgeführt, um eine Methode zur Identifizierung von Brandschutzräumen oder -volumina zu entwickeln, in denen ein Brand durch Druckeffekte zu einem Durchbruch der Brandschutzabschnitte führen kann. Diese Themen, die sich aus der Prüfung des ^{3.} RP 1300 ergeben haben, werden im Rahmen des ^{4.} RP 900 berücksichtigt.

Schließlich hat die ASN nach dem Unfall von Fukushima die technische Vorschrift ECS 12 formuliert, in der EDF aufgefordert wird:

- die Beständigkeit der Strukturen und Ausrüstungen, die einer Anforderung zur Beständigkeit gegenüber dem halben Auslegungsbeben (DSD) unterliegen und zur Brandabschnittsbildung, zur Brandmelde- oder Brandbekämpfungsmaßnahmen (fest installierte Löschanlagen) beitragen;
- Für die Elemente, bei denen die Eignung für den SMS nicht begründet werden konnte, legt EDF ein Änderungsprogramm vor.

Nach Abschluss der GPO des ^{4.} RP 900 hat die ASN zusätzliche Anforderungen bezüglich der internen Einwirkung „Brand“ formuliert. EDF hat daraufhin die Verbesserungsziele der Studien ergänzt und in sein Arbeitsprogramm für ^{das 4.} RP 900 Weiterentwicklungen zu den folgenden brandbezogenen Themen aufgenommen:

- Begründung der Sektorisierung nach Ansätzen aus dem EPR,
- Auswirkungen von Brandrauch,
- durch den Brand verursachte Druckeffekte,
- Wiederentzündung von Restinhalationsrückständen in den Lüftungskanälen,
- Verschärfungsfaktor für den Brand,
- Empfindlichkeit gegenüber Verzögerungen durch das Bedienpersonal,
- Modalitäten zur Umsetzung der ASN-Entscheidung zum Brand.

Ergänzend dazu hat EDF Analysen zu den Auswirkungen eines Brandes auf Kreisläufe durchgeführt, in denen wasserstoffhaltige Flüssigkeiten zirkulieren (brennender Strahl). EDF hat zudem die Folgen eines Brandausbruchs in den Kaltwassererzeugungsräumen für das elektrische Gebäude (DEL) erneut untersucht, um den aktuellen Erkenntnissen über die Temperaturanstiegsdynamik in elektrischen Räumen Rechnung zu tragen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

➤ **Begründung der Brandabschnittsbildung**

Auf der Grundlage der EPRESSI-Methode (Methode zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandabschnittselementen), die auf den EPR angewendet wurde, hat EDF im Rahmen des ^{4.} RP 900 eine neue Methode namens PEPSSI (Bewertungsprinzip für die Eignung von Brandabschnittselementen) entwickelt, um die Robustheit der Brandabschnittselemente in den Brandschutzräumen des in Betrieb befindlichen Parks zu überprüfen.

Diese Methode wird bei Schutzvorrichtungen gegen gemeinsame Verkabelungsmodi in allen Sicherheitsbrandräumen, bei Brandabschnittselementen an den Grenzen der Sicherheitsbrandzonen sowie in Räumen mit Brandräumen von hoher sicherheitstechnischer Bedeutung angewendet. Im Rahmen dieser Untersuchungen wird das Vorhandensein einer Sicherheitsmarge (10 %) zwischen der Brandkurve des Raums und der tatsächlichen Leistungskurve des untersuchten Brandabschnittselements überprüft.

Im Anschluss an diese Studien führt EDF zusätzliche Schutzmaßnahmen ein: PNPE1302 (Kabelschutz), PNPE1420 (Ersatz oder Einbau von Brandschutztüren), PNPE1405 Band A (Änderung des Brandschutzes in Pumpstationen), PNPE1444 (Brandschutzverstärkung von Brandabschnittselementen vom Typ „passiver Schutz“) oder neue Maßnahmen, falls weitere Arten von Vorkehrungen erforderlich sind. EDF führt zudem eine Maßnahme zur Verringerung der Brandlast in bestimmten sicherheitsrelevanten Räumen ein (PNRL1925).

Die Studien zur Anwendung der PEPSSI-Methode auf die Brandabschnittselemente wurden im Dezember 2022 abgeschlossen. Sie ermöglichten insbesondere die Ermittlung der Änderungen, die an den Brandabschnittselementen vorgenommen werden, deren Robustheit nicht nachgewiesen werden konnte. Ergänzend zu diesen Studien wurde die Relevanz der in den sogenannten „PAI“-Studien verwendeten Kriterien PFL (Räume mit „Möglichkeit eines lokal begrenzten Brandes“) / PFG (Räume mit „Möglichkeit eines großflächigen Brandes“) überprüft.

➤ **Auswirkungen von Brandrauch**

Die von EDF seit Anfang der 2000er Jahre verfolgten Maßnahmen hinsichtlich der Risiken von Betriebsstörungen an Anlagen unter dem Einfluss von Rauch führten zur Entwicklung eines speziellen Prüfstands (Prüfstand „MAFFE“) und eines dazugehörigen Prüfprotokolls.

Nach dem derzeitigen Stand des Wissens sind die Auswirkungen von Rauchgassen nach wie vor ein komplexes Phänomen, das EDF dazu veranlasst hat, folgende industrielle Entscheidungen zu treffen:

- Im Rahmen der deterministischen Brandstudien im Zusammenhang mit dem 4. RP 900 berücksichtigt EDF die Auswirkungen von Brandrauch auf die empfindlichsten Anlagen (elektronische Geräte). Diese Auswirkungen werden durch die Festlegung von Kriterien (Temperatur, Rußanwesenheit, Expositionsdauer) berücksichtigt, die die Auswirkungen von Ruß widerspiegeln.
- EDF hat dieses Störfallkriterium auch in seine probabilistischen Sicherheitsstudien aufgenommen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2),
- EDF setzt seine Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu diesem Thema fort.

Die Auslegungsstudien zu den Auswirkungen von Rauch werden im Abschnitt „Besonderheiten des Kraftwerksblocks“ vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

➤ **Durch den Brand verursachte Druckeffekte**

Ergänzend zu den Studien zur Begründung der Brandabschnittsbildung wird für die Sicherheitsbrandräume der CPY-Ebene eine Analyse des Druckanstiegs in den Räumen im Brandfall und dessen potenzieller Auswirkungen auf die Brandabschnittselemente durchgeführt.

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Arbeiten stützen sich auf die im Rahmen des 3. RP 1300 entwickelte und erprobte Methodik. Für die Analyse der Druckeffekte im Brandfall wurden folgende Grundsätze zugrunde gelegt:

- Identifizierung von Konfigurationen, die zu einem Versagen der Brandabschnitte führen können,
- Berechnung der Druckwerte, die die ungünstigsten Bedingungen abdecken, die aufgrund eines plausiblen Brandes auftreten können.

Die Ergebnisse der Untersuchungen zu den durch einen Brand verursachten Druckeffekten werden im Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➤ **Wiederentzündung von Restinbränden in den Lüftungskanälen**

Die Zonierungsstudien wurden durch eine Analyse des Risikos der Wiederentzündung von Restrausgasen durch Frischluft in den Lüftungskanälen ergänzt.

Die Studien zur Anpassung der Methodik zur Berücksichtigung des Risikos einer Wiederentzündung von Restrausbrüchen durch die Lüftungskanäle im CPY-Block kamen zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen robust sind.

Die Robustheit der Anlage gegenüber diesem Risiko beruht hauptsächlich auf dem Vorhandensein von Brandschutzklappen an den Grenzen der Brandschutzzonen. Für Brandschutzzonen, die nicht mit Brandschutzklappen ausgestattet sind, stützt sich der Nachweis entweder auf ergänzende Brandrisikobewertungen, die sich in einigen Fällen auf Brandmodellierungen stützen, welche das Fehlen eines Risikos der Ausbreitung von unverbrannten Gasen durch die Lüftungskanäle belegen, oder auf Funktionsanalysen, die das Fehlen von Auswirkungen auf die Sicherheit nachweisen. Für das 4- RP 900 sind daher keine Änderungen erforderlich.

➤ **Auswirkungen eines Brandes auf Leitungen, in denen wasserstoffhaltige Flüssigkeiten zirkulieren (brennende Fontäne)**

Für den Fall eines Brandes, der zum Verlust der Integrität von Leitungssystemen für wasserstoffhaltige Flüssigkeiten führt, wurden die Zonierungsstudien durch eine Analyse des Risikos der Entstehung eines brennenden Wasserstoffstrahls ergänzt. Die Studien zur Anpassung der Methodik zur Berücksichtigung des Risikos eines brennenden Wasserstoffstrahls und zur Analyse der damit verbundenen Folgen wurden auf der Ebene CPY durchgeführt. Im Anschluss an diese Studien führt EDF Folgendes durch:

- eine Änderung, die es ermöglicht, das Schließen des H₂-Absperrventils des SGZ-Systems im Falle einer Brandmeldung durch das JDT-System in bestimmten Räumen zu automatisieren (PNPE1393),
- eine automatische Sprinkleranlage in den Räumen der TEG-Kompressoren, um die Gefahr eines Großbrandes (PFG) durch deren jeweilige Ölvorräte auszuschließen (PNPP1232).

➤ **Anwendung des erschwerenden Faktors**

Entsprechend dem in Abschnitt 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Ansatz führte die Anwendung eines erschwerenden Faktors in den Brandschutzstudien dazu, den Ausfall von Brandschutzklappen, der an die Brandmeldeanlage gekoppelten Steuermechanismen für Brandschutztüren sowie der aktiven Komponenten der Brandbekämpfungssysteme zu berücksichtigen.

Ergänzend zu diesen Studien wurde für den Sonderfall des Ausfalls statischer Ausrüstung im Rahmen der Brandstudien ein Analyseverfahren durchgeführt.

Schließlich wird EDF ergänzende Studien gemäß den von der ASN herausgegebenen Vorschriften [AGR-E-I] und [AGR-E-II] durchführen, unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4- RP 900:

Vorschrift [AGR-E-I] (Teil bezüglich der Türen):

„Der Betreiber legt geeignete Betriebsvorschriften fest und setzt diese um, die Maßnahmen zur Begrenzung der Brandlasten und zur Begrenzung von Arbeiten, die einen Brandausbruch verursachen können, in den folgenden Räumen umfassen: [...] Räume, deren Unterteilung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffnete Position im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze führt [...]“

Vorschrift [AGR-E-II] (Abschnitt zum Risiko einer Kernschmelze):

„Der Betreiber ermittelt, unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit, die Brandschutzmaßnahmen, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze führt [...]. Er setzt Mittel ein, mit denen das Risiko eines Ausfalls dieser Maßnahmen verringert werden kann, und legt die mit diesen Mitteln verbundenen Betriebsanforderungen fest.“

Anwendung eines Erschwerungsfaktors	Zusammenfassung der Studien
Klappen und servogesteuerte Türen	Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei Brandschutzklappen und brandmeldergesteuerten Türen im Rahmen der Brandschutzausrüstung (EDA) besteht darin, davon auszugehen, dass diese Einrichtungen im Brandfall bei Beanspruchung in ihrer Ausgangsposition (offen) verbleiben. Der Ansatz besteht dann darin, unter diesen Bedingungen zu überprüfen, ob die Folgen des Brandes die Ablehnungskriterien für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 nicht überschreiten. Die Auslegungsstudien, die einen erschwerenden Faktor für die Brandschutzklappen und die an die Brandmeldeanlage gekoppelten Türen der Ausfallschutzausrüstung (EDA) berücksichtigen, haben es ermöglicht, das Fehlen eines gemeinsamen Modus bei den Komponenten der Systeme, für die das Kriterium des Einzelausfalls (CDU) gilt, und deren Trägersystemen zu überprüfen. Für den 4- RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.
Ortsfeste Löschanlagen	Die im Rahmen des Sicherheitsnachweises in den Gebäuden BK, BW und BL installierten ortsfesten Löschanlagen verfügen über keine aktiven Komponenten. Lediglich die Gebäude BAN, BR und Diesels sind mit ortsfesten Sprinkleranlagen ausgestattet, deren Rohrleitungen unter normalen Betriebsbedingungen mit Luft gespült werden und die aus aktiven Komponenten bestehen. Ein Ausfall dieser Komponenten wird angenommen. Die Zugänglichkeit und die Manövrierbarkeit dieser Ausrüstungen (Ventile) vor Ort wurden überprüft. Das Vorhandensein funktionaler Redundanzen in Verbindung mit der manuellen Inbetriebnahme der Löschanlagen (unter Anwendung der festgelegten Bedienungsfristen) gewährleistet die Verfügbarkeit der vor den Auswirkungen des Brandes zu schützenden Funktionen im Falle eines Brandausbruchs in den betroffenen Räumlichkeiten. Somit kommen die Sensitivitätsanalysen, die durchgeführt wurden, um die Auswirkungen der Brandfolgen unter Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors für die aktiven Komponenten der ortsfesten automatischen Brandbekämpfungsanlage zu bewerten, zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen robust sind. Für den 4- RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.
Feuerlöschpumpen	Der Löschwasserkreislauf (JPP) jedes Blocks wird von zwei Pumpen gespeist, die jeweils von einem Elektromotor angetrieben werden, dessen Stromversorgung über die Stromkreise A und B erfolgt, die jeweils durch den Notstromgenerator des betreffenden Stromkreises abgesichert sind. Darüber hinaus sind die Druckleitungen der Pumpenanlagen jedes Blocks durch eine Verbindungsleitung miteinander verbunden. Folglich stellt die Berücksichtigung eines erschwerenden Umstands bei einer Feuerlöschpumpe die Fähigkeit des Systems, die für den Referenzbrand des Reaktorblocks erforderliche Wassermenge bereitzustellen, nicht in Frage. Für den 4- RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.

Für den Sonderfall eines Ausfalls der statischen Anlagen:

Anwendung eines Verschärfungsfaktors	Zusammenfassung der Studien
Passive Brandabschnittsanlagen	Die Anwendung des Ansatzes für den Sonderfall des Ausfalls statischer Anlagen hat EDF dazu veranlasst, bestimmte Brandschutztüren, die nicht an die Brandmeldeanlage angeschlossen sind, als sicherheitsrelevant einzustufen. Für diese Türen richtet EDF „Tür offen“-Alarmvorrichtungen ein, um sicherzustellen, dass sie geschlossen bleiben. Diese Maßnahmen sind Gegenstand der Änderung PNPE1337. Darüber hinaus wurden weitere passive Bereichsgrenzen als sicherheitsrelevant identifiziert. Diese Einrichtungen werden im Betrieb alle mit der höchsten Prioritätsstufe behandelt, d. h. wie Brandabschnittselemente, die sich zwischen gegenüberliegenden Gleisen befinden.
Ortsfeste Löschanlagen	Bei Räumen mit hohem Sicherheitsrisiko konnten durch die Nichtberücksichtigung ortsfester Löschanlagen diejenigen Räume identifiziert werden, in denen die Brandabschnittsbildung allein nicht ausreicht, um die Ausbreitung eines Brandes zu verhindern. Die Sprinkleranlage wird daher in diesen Räumen als sicherheitsrelevant eingestuft, es sei denn, es wird eine Änderung vorgenommen, um die Brandabschnittsbildung zu verstärken. Die Analyse kommt zu dem Schluss, dass kein Raum, der mit einem ortsfesten Löschsystem ausgestattet ist, eine unzureichende Brandabschnittsbildung aufweist, wenn das ortsfeste Löschsystem in diesem Raum nicht berücksichtigt wird.

➤ Berücksichtigung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals

Entsprechend dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Ansatz bestand die Studie darin, alle erforderlichen Bedienermaßnahmen im Kontrollraum und vor Ort zur Begründung der Brandschutzabschnittsbildung zu identifizieren und das Fehlen eines „Klippeneffekts“ zu überprüfen, wenn eine Verlängerung der Bedienerzeit für deren Durchführung berücksichtigt wird.

Die Analyse der manuellen Maßnahmen, die im Kontrollraum oder in den Betriebsräumen durchgeführt wurden, hat keinen „Klippeneffekt“ im Zusammenhang mit der Berücksichtigung dieser Bedienerverzögerungen ergeben.

Es ist anzumerken, dass eine im Rahmen des Projekts zur Brandrisikokontrolle auf der CPY-Stufe durchgeführte technische Änderung (PNPP1092) zur Automatisierung der Sprinkleranlage in den RCV-Räumen es ermöglicht, diese Räume aus der Analyse auszuschließen.

➤ Umsetzung der Brandschutzentscheidung der ASN

Gemäß dem Erlass vom 20. März 2014 zur Genehmigung der ASN-Entscheidung Nr. 2014-DC-0417 (sogenannte „Brandschutzentscheidung“ genannt), wurde der Nachweis der Brandrisikokontrolle (DMRI) erstellt.

Ihr Ziel ist es, nachzuweisen, dass die hinsichtlich der Brandrisiken getroffenen Maßnahmen in Bezug auf Auslegung, Bau und Betrieb angemessen sind und nach dem Prinzip der tief gestaffelten Verteidigung festgelegt wurden.

Diese DMRI befasst sich mit radiologischen und nicht-radiologischen Risiken (im weiteren Text auch als „konventionelle Risiken“ bezeichnet). Für diese beiden Risikoarten werden unterschiedliche Methoden angewendet.

Die DMRI umfasst:

- die Elemente, anhand derer der Hüllcharakter der berücksichtigten Brände beurteilt werden kann,
- das Verfahren zur Identifizierung der EIP und AIP sowie deren festgelegte Anforderungen (bei Planung, Bau und Betrieb),
- die Analyse der materiellen und personellen Ressourcen für den Einsatz und die Brandbekämpfung,

- die als EIP identifizierten Systeme und Strukturen (mit einem den Herausforderungen angemessenen Detaillierungsgrad).

➤ **Überprüfung der Beständigkeit der Brandschutzausrüstung gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben**

Gemäß der technischen Vorschrift ECS 12 hat EDF die Beständigkeit gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben (SMS) der Strukturen und Materialien bewertet, die einer Anforderung zur Beständigkeit gegenüber dem Bemessungsbeben (DSD) unterliegen und zur Brandabschnittsbildung, zur Brandmeldung oder zur Brandbekämpfung (fest installierte Löschanlagen) beitragen. Nach Abschluss dieser Untersuchungen:

- Die Brandmeldeanlage ist nach der Erneuerung der gesamten Brandmeldeausrüstung (PNPP1196) SMS-konform;
- Was die aktive Brandabschnittsbildung betrifft: Die Brandschutztüren und Brandschutzklappen sind SMS-sicher;
- In Bezug auf die ortsfesten Löschanlagen:
 - Der konventionelle Reaktorblock ist ohne Änderungen gegen SMS-Ereignisse sicher;
 - Die Kernkraftwerksinsel (im Inneren des Reaktorgebäudes) ist ohne Änderungen gegen das SMS robust;
 - Der Kernkraftwerksbereich (außerhalb des Reaktorgebäudes) wird nach der Umsetzung der Änderungen PNRL1990 Band A (Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP* außerhalb des Reaktorgebäudes) gegen das SMS robust sein.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Brandschutzausrüstung, für die eine Beständigkeit gegenüber dem DSD vorgeschrieben ist, nach diesen Studien und der Umsetzung der damit verbundenen Änderungen robust gegenüber dem SMS ist.

➤ **Weitere Gemeinsame-Modus-Studien**

EDF hat die Folgen eines Brandes in den Räumen des Kaltwassersystems für das Elektrizgebäude (DEL) nach dem Austausch der Kältemaschinen neu bewertet, unter Berücksichtigung mehrerer neuer Erkenntnisse wie beispielsweise eines besseren Verständnisses der Temperaturanstiegsdynamik in den Elektrikräumen bei Ausfall des DEL. Nach Abschluss dieser Studien führt EDF eine Änderung durch, um den Ausfall des DEL durch einen Brand-Gleichtaktmodus zu vermeiden. Diese Änderung (PNPE1182) betrifft ausschließlich die ungeraden Blöcke. Sie besteht darin, das Versorgungskabel der DEL-Pumpe von Kanal B durch Umwickeln zu schützen.

➤ **Ergänzende Studien**

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-D-I] hat EDF in den der ASN im Dezember 2022 übermittelten Studien zur Brandrisikokontrolle (Begründung der Sektorisierung, Auswirkungen von Rauch, Auswirkungen des Drucks) Folgendes berücksichtigt:

- alle Räume des Reaktorblocks und der Pumpstation;
- Modellierungsannahmen für Gebäudehüllen, anhand derer die in den Räumlichkeiten erreichten Temperaturkurven für Brände in Schaltschränken und elektrischen Kabelkanälen bestimmt werden können, die auftreten könnten. Insbesondere wurde für Brände in Schaltschränken ein Brandausbreitungskoeffizient gewählt, der unabhängig von den Entzündungsbedingungen ist und das Erreichen einer selbsttragenden Verbrennungsphase widerspiegelt.

In Anwendung der Vorschrift [AGR-D-II] wird EDF die festgestellten Änderungen spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung umsetzen.

EDF wird ergänzende Studien gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-E-III] durchführen, unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900: „Der Betreiber ermittelt die Räume, die am anfälligsten für den Ausfall der ortsfesten Sprinkleranlagen sind. Er legt Maßnahmen fest und setzt diese um, um das Risiko eines Verlusts der Brandabschnittsbildung in diesen Räumen zu begrenzen.“

❖ Fazit

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Änderungen eingeführt, insbesondere durch die verbesserte Berücksichtigung der Brandauswirkungen in den deterministischen Studien und die Einführung der WENRA-Referenzniveaus (verschärfend, Verzögerung durch das Bedienpersonal).

Diese Studien ermöglichten es, die Robustheit der Anlage im Hinblick auf die WENRA-Referenzwerte zu überprüfen und gegebenenfalls die notwendigen Änderungen zu identifizieren, um die Sicherheitsanforderungen im Zusammenhang mit dem Brandschutz zu erfüllen.

Im Anschluss an die Prüfung der Themen im Zusammenhang mit dem Brandrisiko ergänzt EDF den Nachweis durch Studien, die gegebenenfalls mit zusätzlichen Änderungen zu den bereits vorgesehenen einhergehen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

➤ **Begründung der Zoneneinteilung**

Für den Standort Tricastin wurden die Studien zur Anpassung der PEPSSI-Methode an die Zonierungselemente im Dezember 2022 abgeschlossen. Sie ermöglichten es insbesondere, die Änderungen zu ermitteln, die an den Zonierungselementen vorgenommen werden sollen, deren Robustheit nicht nachgewiesen werden konnte.

➤ **Auswirkungen durch Brandrauch**

Für den Standort Tricastin lassen die Studien zur Berücksichtigung der Auswirkungen von Rauch den Schluss zu, dass die Anlage gegenüber diesen Auswirkungen robust ist.

➤ **Durch den Brand verursachte Druckeffekte**

Für den Standort Tricastin lassen die Studien zur Berücksichtigung des Druckanstiegs im Brandfall den Schluss zu, dass die Anlage gegenüber diesen Auswirkungen robust ist.

Zusammenfassung des Zustands des

Reaktorblocks Änderungen:

- PNPP1092 „Brandschutz der RCV-Pumpenräume“,
- PNPP1196 „Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage“,
- PNPE1182 „Kabelverlegung des LED-Systems“,

wurden im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNRL1990 Band A „Erhöhte Erdbbensicherheit des Brandschutznetzes JP* außerhalb von BR“ wird spätestens Ende 2023 gezielt umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1302 „PEPSSI – Brandschutz-Referenzsystem: Umwickeln“,
- PNPE1393 „Schließen des Absperrventils H₂ des SGZ-Systems bei Brandmeldung durch das JDT-System“,
- PNPE1405 Band A „Änderung des Brandschutzes in der Pumpstation aufgrund der PEPSSI-Studien“,

- PNRL1925 „Behandlung von Brandrisiken durch Management neuer Brandlasten“,
- PNPE1420 „Behandlung von Brandrisiken durch Änderungen an Brandschutztüren“,
- PNPE1444 „Ersatz passiver Schutzvorrichtungen“,
- PNPP1232 „Einbau von Sprühvorrichtungen in den TEG-Räumen“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPE1337 „Einrichtung von Alarmvorrichtungen an Brandschutztüren mit Sicherheitsfunktion, um deren geschlossene Haltung zu gewährleisten“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin im Jahr 2026 umgesetzt.

2.2.1.2 Interne Explosion

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Das angestrebte Ziel ist es, den Schutz der Anlage vor dem Risiko einer internen Explosion zu gewährleisten. Dieser Ansatz wurde erstmals im Rahmen des 3. RP 900 umgesetzt. Er berücksichtigt seitdem die Schlussfolgerungen des abschließenden GPR des 3. RP 900.

Anlässlich des 4. RP 900 hat EDF diesen aktualisierten Ansatz umgesetzt, um die Robustheit der Blöcke zu stärken.

Ergänzend zu den neuen Analysen, die im Rahmen der Anweisung zur „Ergänzung des Referenzrahmens“ erforderlich sind (Sensitivitätsstudien zu den WENRA-Referenzwerten, erschwerenden Faktoren und Bedienerfehlern – vgl. Teil I – Kapitel 2

- Abschnitt 2 – § 2.2.1) hat EDF:

- die Grundsätze zur Bewertung der Auswirkungen der Explosion auf die Sicherheit konsolidiert,
- die Auswirkungen der Explosion auf die Brandabschnittsbildung berücksichtigt,
- die Ergebnisse der Untersuchung des 3. RP 1300 berücksichtigt, indem detaillierte Analysen zu bestimmten Themen (insbesondere: Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile, internes Risiko in den Kreisläufen).

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den Studien zum Explosionsrisiko zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (siehe [Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4](#)).

Der Sicherheitsnachweis in Bezug auf das Risiko einer internen Explosion konzentriert sich auf die Explosionsverhütung. Ziel der Studien ist es, die Räume und Standorte zu identifizieren, bei denen unter Berücksichtigung von Randbedingungen die Bildung einer zündfähigen Wolke trotz der vorgesehenen Maßnahmen zur Vermeidung von Gasansammlungen nicht ausgeschlossen werden kann. In diesem Fall werden Maßnahmen ergriffen, um mögliche Leckquellen oder *zumindest* Zündquellen zu beseitigen.

Darüber hinaus wird für Räume, in denen die Bildung einer zündfähigen Wolke nicht ausgeschlossen werden kann, eine Analyse der funktionalen Folgen durchgeführt, um sicherzustellen, dass die durch die Explosion verursachten Schäden die vorhandenen Sicherheitsziele nicht gefährden. Diese Räume werden *als Räume mit „erheblichem Sicherheitsrisiko“* bezeichnet. Für diese Räume zielt die Analyse darauf ab, die baulichen Vorkehrungen (Prävention, Ausschluss, Begrenzung der Auswirkungen...) bei Bedarf zu verstärken.

❖ Zusammenfassung der

Studien zum Kernkraftwerksblock

Die Studien dienen der Überprüfung der Vermeidung (standardmäßig der Begrenzung) von Wasserstofffreisetzungen, der Bildung entflammbarer Wolken und der Abwesenheit von Zündrisiken für die als risikobehaftet identifizierten Räume. Dieser Ansatz wird durch die Analyse der sicherheitstechnischen Folgen ergänzt, die für Räume mit hohem Sicherheitsrisiko zu einer Verstärkung der Präventionsmaßnahmen führt. Was die Analyse des Risikos einer internen Explosion in den Kreisläufen des Kernkraftwerksblocks betrifft, so bestehen die Studien darin, alle potenziellen und plausiblen Szenarien zu identifizieren.

Die Analyse des Risikos einer internen Explosion im Kernkraftwerksblock basiert auf dem Vorhandensein von Wasserstoff führenden Kreisläufen und Batterien (Wasserstofferzeugungsverfahren, insbesondere im Ladezustand), die als einzige Quellen angesehen werden, die unter Normalbetrieb zur Bildung einer entzündlichen Wolke führen können.

Nur diese Elemente werden bei der Risikoanalyse berücksichtigt, da:

- Die Risiken im Zusammenhang mit dem vorübergehenden Vorhandensein von Gasflaschen für Einsatzzwecke werden durch organisatorische Vorkehrungen abgedeckt,
- die im Reaktorblock vorhandenen Transformatoren und Leistungsschalter enthalten kein Öl. Die Erfahrungen zeigen jedoch, dass das Explosionsrisiko in Bezug auf Transformatoren und Leistungsschalter mit Geräten mit Ölkapazität zusammenhängt. Daher wird in diesem Punkt kein Explosionsrisiko angenommen.

Die durchgeführten Studien ermöglichten es insbesondere, die Wasserstoff führenden Leitungen und die Räume zu identifizieren, in denen Wasserstoffleitungen mit ^{Besonderheiten} verlaufen².

Die Zusammenfassung der Studien wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

Die Studien zur Unterstützung des 4⁴ RP 900 werden entlang dreier Schwerpunkte durchgeführt: der Anwendung der Methodik zum Schutz vor dem Risiko einer internen Explosion, der Berücksichtigung von erschwerenden Faktoren und der Berücksichtigung von Reaktionszeiten des Bedienpersonals. Diese Studien berücksichtigen alle Erkenntnisse aus früheren Überprüfungen, die Anweisung der GPO zum 4⁴ RP 900 sowie die spezielle Anweisung zum Thema Explosion im Rahmen des 4⁴ RP 900.

➤ **Anwendung der Methodik zum Schutz vor dem Risiko einer internen Explosion**

- Überprüfung der Angemessenheit der Konstruktionsanforderungen:

Zwei Arten von Einwirkungen können zu einem glatten Rohrbruch und damit zu einem Austritt von Wasserstoff führen: der RTHE (Hochenergie-Rohrbruch) und Erdbeben. Auch die fehlerhafte Demontage von Rohrformstücken wurde als potenzieller Auslöser identifiziert.

Konstruktionsanforderungen für Rohrleitungen

Die in den Richtlinien geforderten Präventionsmaßnahmen für Wasserstoff führende Kreisläufe ermöglichen es, Wasserstoffausströmungen und die Entzündungsgefahr zu vermeiden:

- Dichtheit bereits in der Konstruktion (vorrangig Membranventile, geschweißte Verbindungen, Überwachung im Betrieb und angepasste Wartung),
- geerdete Leitungen und Ausrüstungen,
- außerhalb des BR: systematische Überprüfung der Integrität bei Erdbeben (einschließlich Erdbebenereignissen) und nach dem Bruch von Hochdruckrohrleitungen (Peitschenschlag).

² Beispiele für Schwachstellen in einem Kreislauf: ein Ventil, eine nicht geschweißte Verbindung zwischen zwei Rohrleitungsabschnitten.

Es ist anzumerken, dass im Rahmen des ^{3.} RP 900 Halterungen hinzugefügt oder modifiziert wurden, um die Erdbebbensicherheit zu gewährleisten, und dass Rahmen zur Verhinderung von Peitschenbewegungen installiert wurden.

Geltende Auslegungsanforderungen für Räume

Die für Räume geltenden Präventionsmaßnahmen, in denen Wasserstoffleitungen mit Singularitäten verlaufen, die im Rahmen des Sicherheitsnachweises vorgeschrieben sind, ermöglichen es, das Risiko der Bildung einer entzündlichen Wolke zu begrenzen:

- Vorhandensein einer mechanischen Lüftung,
- Minimierung von toten Zonen in Räumlichkeiten und Anlagen,
- Vorhandensein einer Wasserstoffdetektion (außerhalb von BR),
- Einrichtung von Geräten und Anlagen der ATEX-Kategorie (geeignet für explosionsgefährdete Bereiche) in den entsprechenden Risikoräumen.

EDF hat ergänzend eine Analyse der Wasserstoffübertragung von einem Gefahrenraum in einen Nicht-Gefahrenraum durchgeführt, der daher nicht mit ATEX-Geräten ausgestattet ist. Diese Analyse ergab, dass die Übertragung durch Undichtigkeiten keine Auswirkungen auf das CPY-Lager hat.

Ausgestaltung der Konstruktionsanforderungen

Im Rahmen des ^{3.} RP 900 wurden Änderungen vorgenommen, um die Freisetzung von wasserstoffhaltigen Abgasen in den BAN-Räumen zu begrenzen oder sogar zu unterbinden.

Im Rahmen des ^{4.} RP 900 sind angesichts dieser Konstruktionsanforderungen keine zusätzlichen Änderungen erforderlich. Die Anforderungen des Referenzrahmens werden nämlich erfüllt:

- Die empfohlenen Maßnahmen zum Ausschluss oder zumindest zur deutlichen Begrenzung des Risikos der Freisetzung von brennbaren Gasen werden eingehalten, insbesondere ist die Belüftung der Batterieräume so ausgelegt, dass der entstehende Wasserstoff abgeführt wird und eine Ansammlung verhindert wird,
- in Räumen, in denen das Risiko eines Wasserstoffaustritts nicht ausgeschlossen werden kann, ist eine Detektion zur Überwachung installiert.

- Überprüfung der Begrenzung der Zündrisiken für gefährdete Räume und die zugehörigen Lüftungskanäle

In allen als „explosionsgefährdet“ eingestuften Räumen müssen mögliche Zündquellen beseitigt werden: In diesen Räumen werden „ATEX“-zertifizierte Geräte (die so konzipiert sind, dass sie in einer explosionsfähigen Atmosphäre keine Zündquelle darstellen) installiert, und die Stromkreise werden geerdet, um das Risiko einer Entzündung brennbarer Gemische zu begrenzen.

Darüber hinaus muss sichergestellt werden, dass keine Zündgefahr für eine brennbare Wolke besteht, die von einem Lüftungskanal angesaugt wird, und zwar bis zu dem Verdünnungspunkt, ab dem die Wasserstoffkonzentration unterhalb der unteren Explosionsgrenze (UEG) liegt.

Anlässlich des ^{3.} RP 900 wurden alle an den Lüftungskanälen vom Absaugstutzen bis zum Verdünnungspunkt befindlichen Geräte durch *mindestens* ATEX 3G-zertifizierte Geräte ersetzt, mit Ausnahme der KRT-Messketten.

Da eine ATEX-Zertifizierung dieser KRT-Ketten nicht möglich ist, wurde als Lösung die automatische Abschaltung der Stromversorgung der KRT-Ketten zur Überwachung der Lüftungskanäle durch das Wasserstoffdetektionssystem KHY (PNPP1926 Abschnitt A) gewählt. Somit wird im Falle des Vorhandenseins von Wasserstoff in den überwachten und als risikobehaftet identifizierten Räumen sowie einer Ausbreitung in die Lüftungskanäle das Risiko einer Entzündung der explosionsfähigen Atmosphäre durch die KRT-Ketten beseitigt.

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 die Analyse der Zündrisiken einer explosionsfähigen Atmosphäre in den Abluftkanälen der BAN-Räume abgeschlossen. Diese Analyse ergab, dass in den neu identifizierten Abschnitten der Abluftkanäle keine zündgefährdeten Materialien vorhanden sind. Ergänzend dazu wurde die Erdung bestimmter Lüftungskanäle vorgenommen (PNPP1945 Band B für Tricastin 1 und 2, PNRL1924 für die anderen Blöcke der CPY-Generation).

- Behandlung des Reaktorgebäudes (BR)

Das Reaktorgebäude (BR) unterliegt einem spezifischen Überprüfungsverfahren, da die Konstruktion, die Betriebs- und Installationsmaßnahmen des BR so ausgelegt sind, dass das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre angesichts der im BR vorhandenen Luftmengen als vernachlässigbar eingestuft wird.

Darüber hinaus hat EDF nachgewiesen, dass im Falle eines Erdbebens oder eines Peitscheneffekts durch einen Bruch einer Hochdruckleitung kein Risiko einer Beschädigung der an den Druckhalter angeschlossenen Wasserstoffleitungen besteht, mit Ausnahme einer Leitung des nuklearen Probenahmesystems (REN), die sich in einem speziellen Raum der ungeraden Blöcke befindet. Für diese Blöcke richtet EDF eine Vorrichtung ein, mit der das Risiko einer Beschädigung dieser Leitung beseitigt werden kann (PNPE1445).

Somit kommen die im Rahmen des 3. RP 900 durchgeführten Studien, die die Explosionsrisikoanalyse im Reaktorgebäude darstellen, zu dem Schluss, dass kein Risiko besteht, und bleiben für das 4. RP 900 gültig.

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 ebenfalls eine Analyse des Risikos der lokalen Bildung eines H₂-Luft-Gemisches durchgeführt. Diese ergab, dass kein Risiko besteht. Ergänzend dazu verlangt die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-I], dass EDF spätestens bis zum 31. Dezember 2025 EDF „die Risiken der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude, einschließlich im Falle eines Erdbebens, quantifiziert bewertet, indem die Phänomene untersucht werden, die in der Nähe der betrachteten Leckagen auftreten können“, und „die gegebenenfalls zu treffenden Maßnahmen im Hinblick auf die Sicherheitsaspekte und den damit verbundenen Zeitplan“ festlegt.

- Analyse der funktionalen Auswirkungen – Behandlung von Räumen mit „hohem Sicherheitsrisiko“ Entsprechend den angekündigten Zielen (Konsolidierung der Grundsätze zur Bewertung der Auswirkungen einer Explosion auf die Sicherheit, Berücksichtigung der Auswirkungen einer Explosion auf die Brandabschnittsbildung) hat EDF die Analyse der Auswirkungen einer Explosion im Reaktorblock auf die Sicherheit aktualisiert, wobei das Reaktorgebäude ausgenommen ist (das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude wird gesondert behandelt – siehe oben), um sicherzustellen, dass die Auswirkungen potenzieller Explosionen die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigen.

Für die CPY-Stufe ermöglichen die Studien die Begründung und Verfeinerung der Annahmen, die in den Analysen der funktionalen Auswirkungen berücksichtigt wurden: Auf der Grundlage der Berechnungsergebnisse (gutes Verhalten der Primärkonstruktionen des BAN, im Gebäude ermittelte Überdruckfelder unter Berücksichtigung des Wegfalls von „Sicherungen“ wie Türen, erdbebensicheren Trennwänden und Betonsteinwänden) wurden von Fall zu Fall realistische Aufprallzonen definiert und die in diesen Zonen berücksichtigten Auswirkungen an den Schweregrad der Explosionen in diesen Zonen angepasst. Darüber hinaus wurde in diesen Analysen die Auswirkung des Verlusts von Brandabschnittselementen infolge einer Explosion berücksichtigt. Es wird davon ausgegangen, dass in den Räumen, die sich in den mit dem Explosionsbereich verbundenen Brandabschnitten befinden, Materialien verloren gehen, die nicht von Natur aus feuerbeständig sind.

Das Ergebnis der Analysen der funktionalen Folgen ist eine Liste von Räumen, die als „mit hohem Sicherheitsrisiko“ identifiziert wurden:

- Für die als „mit hohem Sicherheitsrisiko“ identifizierten Räume des BAN und falls es nicht möglich ist, das Risiko zu beseitigen (beispielsweise durch die Verlagerung oder den Schutz von Sicherheitszielen, die automatische Absperrung des Lecks), muss die Ausrüstung in diesen Räumen ATEX 2G entsprechen.
- Für Batterieräume, die als „mit hohem Sicherheitsrisiko“ eingestuft wurden, muss die Belüftung elektrisch notversorgt und erdbebensicher sein.

Es wurden keine neuen BAN-Räume auf der CPY-Ebene als „mit hohem Sicherheitsrisiko“ eingestuft. Dagegen werden die Batterieräume in den Gebäuden BL und BW gemäß den Grundsätzen der Methodik des 4. RP 900 als „mit hohem Sicherheitsrisiko“ eingestuft. Folglich muss das DVE-System erdbebensicher sein. Das Projekt PNPE1118 „Erdbebensicherung der Belüftung der Batterieräume (DVE)“ wird im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt, um das DVE-Belüftungssystem der Batterieräume erdbebensicher zu machen, und stellt die Maßnahme dar, die dem Ziel der Risikoprävention entspricht. Darüber hinaus werden im Falle der Feststellung eines Ausfalls der Belüftung oder von Wasserstoff in den Batterieräumen verschiedene Maßnahmen durch das Bedienpersonal ergriffen: Öffnung etwaiger Zwischenklappen, um die Absaugkreisläufe der Batterieräume miteinander zu verbinden, sowie Öffnung der Türen der Batterieräume, um durch die Belüftung der angrenzenden Räume den Luftstrom wiederherzustellen.

Die Räume mit „hohem Sicherheitsrisiko“ wurden von EDF einer zusätzlichen Untersuchung unterzogen, um die Machbarkeit und Angemessenheit zusätzlicher Schutzmaßnahmen zu analysieren. In diesem Zusammenhang wird EDF im Rahmen der Phase B eine Betriebssperre für bestimmte Räume mit hohem Sicherheitsrisiko verhängen, um das Risiko eines Wasserstoffaustritts zu verringern. Darüber hinaus wird für Explosionsszenarien, die zu einem Ausfall der PTR-Kühlung und der JPI-Nachspeisung führen, die Nachspeisung des Brennelement-Lagerbeckens über die Nachspeisewasserquelle für den Kern (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) wird berücksichtigt, um eine Freilegung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente zu vermeiden. Darüber hinaus setzt EDF eine Schutzvorrichtung für bestimmte RRI-Leitungen ein, um deren Beschädigung durch herabfallende Trümmer im Falle einer Explosion auszuschließen (PNPE1445).

Ergänzend zu den durchgeführten Studien und den bereits identifizierten Maßnahmen verlangt die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-I], dass EDF spätestens bis zum 31. Dezember 2025 EDF „für Explosionen, die zum Verlust einer Sicherheitsfunktion führen können, die Situationen identifiziert, in denen die Verfügbarkeit der für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands des Reaktors erforderlichen Ausrüstung nicht gewährleistet ist“ und „die gegebenenfalls umzusetzenden Maßnahmen im Hinblick auf die Sicherheitsrisiken und den damit verbundenen Zeitplan“ festlegt.

- Risikoprävention innerhalb der Kreisläufe

Die bestehenden Auslegungs- und Betriebsvorschriften (Sauerstoffmessgerät, Stickstoffspülung, abnehmbare Manschette usw.) ermöglichen es, das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre innerhalb der Kreisläufe zu vermeiden.

Um sicherzustellen, dass diese Maßnahmen dem Ziel der Risikoprävention gerecht werden, wurde auf der Grundlage nationaler und internationaler Erfahrungsberichte eine Analyse des Risikos der Bildung einer entzündlichen Wolke in den Kreisläufen durchgeführt. Diese Analyse führt zur Umsetzung einer Änderung, die darauf abzielt, den Lufteintritt in bestimmte wasserstoffhaltige Kreisläufe zu begrenzen (Änderung PNPP1709 „Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile“). Diese Erfahrungsauswertung wurde auf das Risiko außerhalb der Kreisläufe (einschließlich außerhalb der Gebäude des Kernkraftwerks) ausgeweitet. Sie kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Präventions- und Betriebsvorschriften angesichts der gemeldeten Vorfälle dem Ziel entsprechen.

Ergänzend dazu hat EDF eine Methodik entwickelt und angepasst, mit der alle potenziellen und plausiblen Szenarien zur Analyse des Risikos einer internen Explosion in den Kreisläufen des Kernkraftwerksblocks identifiziert werden können. Die Umsetzung in den Anlagen der CPY-Generation bestätigt die Robustheit der allgemeinen Betriebsprinzipien unter Überdruck, unterstützt durch technische Systeme wie die Inertisierung (Inertgas: Stickstoff), die kontinuierliche instrumentierte Überwachung, die Probenahme und die automatische Abschaltung bei Sauerstofferkennung (TEG), die zur Beherrschung der Risiken einer internen Explosion innerhalb der Kreisläufe beitragen. Die im Rahmen dieser Umsetzung durchgeführte Analyse zeigt jedoch zwei plausible Explosionsszenarien auf. Für diese Szenarien:

- führt EDF eine zusätzliche Maßnahme ein, um das Explosionsrisiko im Inneren einer TEG-Abdeckung zu verringern (PNPE1338);
- EDF führt eine zusätzliche Maßnahme ein, um das Explosionsrisiko im Inneren einer RCV-Hülle (PNPE1346) zu verringern.
- Wasserstofffreisetzungen außerhalb der demontierbaren Bauteile:

EDF hat seinen Nachweis bezüglich des Explosionsrisikos im Zusammenhang mit den Wasserstoffleitungen des BAN nachträglich verstärkt, indem die Möglichkeit von Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile analysiert wurde. Diese Studie hat die Robustheit der Konstruktion aufgezeigt.

Die Räume, die im Anschluss an die Untersuchung der Austritte außerhalb der demontierbaren Bauteile ausgewählt wurden und bei denen eine Explosion zu einem gemeinsamen Ausfall einer Sicherheitsfunktion führen würde, werden als „sensible Räume“ bezeichnet.

Im Rahmen der Folgemaßnahmen zum GP Agressions hat EDF seine Analyse zudem erweitert, indem die funktionalen Folgen einer Explosion infolge eines Lecks im Hauptbereich überprüft wurden. Die Räume, für die ein potenzieller Leckauslöser in Betracht gezogen und als sicherheitsrelevant identifiziert wurde, waren Gegenstand zusätzlicher Analysen durch EDF. Bei diesen Räumen hängt das Sicherheitsrisiko mit dem Verlust der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens zusammen. Ein Aufdecken der Brennelemente im Becken wird durch die Nachspeisung aus der Wasserquelle des Kern-Nachspeisungssystems (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) verhindert. Als Antwort auf den ersten Absatz der oben genannten Vorschrift [AGR-G-I] wird EDF ergänzende Analysen für die sensiblen Räume vorlegen.

➤ **Ausgestaltung des erschwerenden Faktors**

Gemäß dem in Absatz § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen besteht die Überprüfung der Robustheit der Anlage gegenüber dem erschwerenden Faktor aus einer Untersuchung, die plausible Kumulierungen einer internen Explosion mit einem erschwerenden Faktor berücksichtigt, der auf aktive Ausrüstungen angewendet wird, die es ermöglichen, den Angriff zu verhindern oder dessen Folgen zu begrenzen (Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen).

Ziel ist es, sicherzustellen, dass die folgenden Ziele durch die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors nicht in Frage gestellt werden (und gegebenenfalls wird überprüft, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheitsfunktionen bestehen):

- die Verhinderung der Bildung einer entzündlichen Wolke,
- die Verhinderung einer Explosion.

Die Funktionen, die zur Verhinderung der Bildung einer brennbaren Wolke beitragen, sind:

- die Belüftung (unter Anwendung des Grundsatzes der Betriebskontinuität kann die Berücksichtigung eines erschwerenden Umstands ausgeschlossen werden),
- die Ansteuerung eines Absperrventils bei Wasserstofferkennung in bestimmten Räumen des BAN und des BW,
- die Überwachung des Vorhandenseins eines Lüftungsdurchsatzes in den Batterieräumen.

Die einzige Maßnahme, mit der die Entzündung einer Explosion verhindert werden kann, besteht in der Installation von Geräten, die nach der Richtlinie für explosionsgefährdete Bereiche (ATEX) der Stufe 3G oder 2G für Räume mit hohem Sicherheitsrisiko zertifiziert sind. Es handelt sich hierbei um eine passive Maßnahme.

Um die Auslösung einer Explosion in einem Raum mit Explosionsgefahr zu verhindern, ist die Stromversorgung der elektrischen Geräte in bestimmten Räumen an die Wasserstoffdetektion gekoppelt. Bei dieser Kopplung wird ein erschwerender Faktor berücksichtigt.

Es wurden Analysen zur Berücksichtigung des erschwerenden Faktors in den verschiedenen Regelkreisen durchgeführt: Sie kommen alle zu dem Schluss, dass die Detektion (das unzuverlässigste Element der Kette) verstärkt werden muss, weshalb sie doppelt ausgeführt wird („WENRA-Erschwerungsfaktor für die Wasserstoffdetektion“ PNPP1926 Abschnitt C).

Die Erkennung von Unterdruck in den Batterieräumen wird ebenfalls im Rahmen der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors durch die Hinzufügung einer Wasserstoffdetektion in diesen Räumen ergänzt („Hinzufügung eines Wasserstoffdetektors in den Batterieräumen“ PNPP1926 Teil B).

Die durchgeführten Studien zur Berücksichtigung des erschwerenden Faktors ermöglichen es, die von der ASN erlassene Vorschrift [AGR-G-II] zu erfüllen, die sich auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 stützt und verlangt, dass EDF bis spätestens 31. Dezember 2022 *„unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit die Explosionsschutzvorrichtungen identifiziert, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlmittelvorrichtungen für das Brennelementlagerbecken führt“* und *„die Maßnahmen zur Verringerung des Ausfallrisikos dieser Vorrichtungen, die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen sowie den entsprechenden Zeitplan“* festlegt. Diese Studien führten insbesondere zu folgenden Maßnahmen:

- die Einrichtung eines Warnsystems an sicherheitsrelevanten Türen (PNPE1337),
- die Einführung eines geeigneten Verhaltensleitfadens für den Fall, dass das Rückschlagventil für wasserstoffhaltige Abgase zum chemischen und volumetrischen Kontrollkreislauf (RCV) nicht verfügbar ist,
- die Aufnahme zusätzlicher Bestimmungen in die Wartungsprogramme und Betriebsanweisungen.

➤ **Berücksichtigung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals**

Gemäß dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Ansatz besteht die Studie darin, alle erforderlichen Maßnahmen des Bedienpersonals im Kontrollraum und vor Ort zum Schutz vor einer Störungssituation zu identifizieren und sicherzustellen, dass kein „*Klippen-Effekt*“ auftritt, wenn eine Verlängerung der Reaktionszeit des Bedienpersonals zur Durchführung dieser Maßnahmen berücksichtigt wird.

Der einzige Fall, der eine Maßnahme eines Bedieners erfordert, ist der Ausfall der Belüftung oder die Erkennung von Wasserstoff in einem Batterieraum, was die Überwachung der Wasserstoffkonzentration vor Ort, das Öffnen etwaiger Zwischenklappen und der Tür des Raums zur Folge hat. Die Maßnahme des Bedieners erfolgt in einer Zeitspanne, die deutlich unter dem Erreichen der UEG liegt; es besteht kein Risiko der Bildung einer zündfähigen Wolke. Es sind daher keine zusätzlichen Vorkehrungen erforderlich.

Darüber hinaus werden anlässlich des 4. RP 900 Übungen zum Thema „Interne Explosion“ für das Einsatzpersonal in den Kernkraftwerken durchgeführt, um die ordnungsgemäße Umsetzung der in der Demonstration zur Beherrschung des Explosionsrisikos hervorgehobenen Maßnahmen zu bewerten.

Außerhalb des Reaktorgebäudes

Die Studien dienen dazu, sicherzustellen, dass die ausgewählten Wasserstoffleck-Szenarien unter Kontrolle sind und dass die Restauswirkungen einer Explosion in Bezug auf die sicherheitsrelevanten Ziele akzeptabel sind.

Außerhalb des Reaktorblocks bestehen die größten Explosionsrisiken im Maschinenraum, in den Technikstollen, in den Kanälen, auf den Gasversorgungsanlagen und an den Schnellentleerungsstationen der Generatoren. Dieser Ansatz wird durch Sicherheitsfolgenanalysen ergänzt, bei denen die Kumulierung von Blitzschlag und Explosion sowie von durch starken Wind erzeugten Projektilen und Explosion berücksichtigt wird, und durch die Einbeziehung eines erschwerenden Faktors in die Studien zum Risiko einer internen Explosion außerhalb des Reaktorgebäudes. Die Berücksichtigung der Sensitivität gegenüber den Reaktionszeiten des Bedieners ist irrelevant, da in der Nachweise keine Maßnahmen des Bedieners bewertet werden.

Das mit dem Transport gefährlicher Güter verbundene Explosionsrisiko wird ebenfalls in Abschnitt 2.2.1.15 „Beherrschung des industriellen Risikos“ berücksichtigt.

Die Zusammenfassung dieser Risikoanalysen wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

➤ Anwendung der Methodik zum Schutz vor der Gefahr einer internen Explosion

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion im Maschinenraum:

Wie beim Reaktorblock können zwei Arten von Einwirkungen zu einem vollständigen Bruch der Rohrleitungen im Maschinenraum führen: die RTHE und Erdbeben. Ein Brand wurde standardmäßig als potenzieller Auslöser für die Wasserstoffleitungen angesehen, wobei konservativ vorgegangen wurde (ein Brand, der eine Wasserstoffleitung angreift und ein Leck verursacht, entzündet den Wasserstoff sofort und erzeugt einen brennenden Strahl, der als Brandauslöser behandelt wird). Die fehlerhafte Demontage von Einzelkomponenten wurde ebenfalls als potenzieller Auslöser identifiziert.

Das Umhüllungsszenario wäre die vollständige Entleerung des im Generator enthaltenen Wasserstoffs infolge eines Bruchs der Ölrücklaufleitung im GHE-Kreislauf. Unter diesen Bedingungen können zwei Explosionen unterschiedlicher Art auftreten:

- die Explosion des Wasserstoffstrahls: Die dabei entstehenden Überdrücke könnten zu einem Abreißen der Verkleidung des Maschinenraums führen, würden jedoch die Stabilität des Maschinenraums
- Die Explosion einer Wasserstoffwolke: Der dabei entstehende Überdruck könnte dazu führen, dass die Verkleidung im oberen Teil des Bauwerks weggeschleudert wird, wäre jedoch nicht in der Lage, die Wände des Maschinenraums zu beschädigen.

Diese beiden Explosionen sind nicht geeignet, die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen zu beeinträchtigen.

Somit erfüllt die Auslegung der Maschinenräume der CPY-Ebene die Sicherheitsanforderungen im aktuellen Zustand der Anlagen.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den technischen Stollen:

Eine Explosion in den technischen Stollen würde erhebliche Überdruckwerte erzeugen (sog. Kanoneneffekt). Aus diesem Grund wurden im Rahmen des ³. RP 900 Änderungen vorgenommen, um Wasserstofflecks zu verhindern, wobei die verschiedenen potenziellen Gefahrenquellen für die Wasserstoffleitungen in den Stollen (Erdbeben, Erdbebenereignis und RTHE) berücksichtigt wurden:

- die Verlegung der Wasserstoffleitungen, um sie vor dem Risiko eines Erdbebens zu schützen, und die Verstärkung der Halterungen, um ihre Erdbebensicherheit zu gewährleisten,
- die Anbringung von Anti-Peitschen-Rahmen an den Hochdruckleitungen (THE) gegen das RTHE-Risiko.

Somit wird die Gefahr einer Wasserstoffexplosion in den technischen Stollen beseitigt. Die Auslegung der technischen Stollen der CPY-Ebene entspricht den Sicherheitsanforderungen im aktuellen Zustand der Anlagen.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion an den Schnellentlüftungsstationen der Generatoren:

Zu den Störgrößen, die die Integrität der Wasserstoffleitungen der Schnellentleerungsstationen der Generatoren beeinträchtigen könnten, gehören für die CPY-Stufe:

- Erdbeben,
- ein Brand,
- durch starken Wind verursachte Projektile (PGGV),
- Blitzschlag.

Nach einem der zuvor genannten Einwirkungen ist das betrachtete Gesamtszenario die Entleerung des gesamten im Generator enthaltenen Wasserstoffs durch den Bruch einer oder mehrerer Wasserstoffleitungen der Station. Das befürchtete Phänomen ist somit eine Explosion im Strahl: Es wird von einer verzögerten Entzündung des Wasserstoffstrahls ausgegangen, die eine Explosion im Strahl und die Ausbreitung einer Druckwelle verursacht.

An den Standorten des CPY-Blocks befindet sich kein Sicherheitsziel in einem Umkreis von weniger als 25 m um die Schnellentleerungsstationen des Generators. Eine Wasserstoffexplosion an den Schnellentleerungsstationen des Generators hat keine Auswirkungen auf die Sicherheit.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Kanälen (Stufe CP1):

Für die Standorte der Stufe CP1 werden das Szenario und die Folgen einer Explosion in einem Kanal durch das im Rahmen der Studie zum Wasserstoffexplosionsrisiko in den Gasparks analysierte REU-Szenario (Risque d'Eclatement Unitaire) abgedeckt (siehe nachfolgenden Absatz).

Diese Kanäle sind daher in den Umfang der Studie „Gaspark“ integriert.

Analyse des Wasserstoffexplosionsrisikos in den Gasparks

Die Ergebnisse dieser Studien werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale der Blöcke vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Analyse des Explosionsrisikos infolge eines Blitzeinschlags (Kombination Blitzschlag/Explosion)

Die bei der Auslegung für den Maschinenraum, den Gasbereich sowie für die Stollen und Kanäle festgelegten Anforderungen ermöglichen es, Blitzeinschläge als potenzielle Gefahr für die Wasserstoffleitungen auszuschließen.

Somit sind im ⁴. RP 900 für Gebäude außerhalb des Kernkraftwerksgeländes keine Änderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung der Kumulierung von Blitzschlag und Explosion in den Studien vorzusehen.

Risikoanalyse im Zusammenhang mit dem internen Transport gefährlicher Güter (ausgenommen radioaktive Stoffe)

Es wurde eine spezifische Analyse hinsichtlich der Risiken „Explosion“, „Brand“ und „*Freisetzung gefährlicher (giftiger) Stoffe*“ bei einem Lkw durchgeführt, der Gefahrgut befördert. Das Thema des Gefahrguttransports wird in Abschnitt 2.2.1.15 behandelt „Beherrschung industrieller Risiken“.

➤ **Untersuchungen zur Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in den Studien**

Die von dieser Analyse betroffenen Gebäude und Bauwerke des konventionellen Blocks sind:

- der Maschinenraum,
- die Technikgalerien (CPY),
- die Schnellentleerungsstation des Generators,
- die Kanäle (CP1),
- die Gaslager.

Im Maschinenraum, in den Kanälen und an der Schnellentleerungsstation des Generators sind keine Maßnahmen erforderlich, um die Folgen einer Explosion infolge eines Erdbebens, eines Brandes oder einer RTHE zu verhindern oder sich davor zu schützen. In diesem Zusammenhang wird gemäß dem gewählten Ansatz zur Anwendung eines Erhöhungsfaktors in den Studien kein Erhöhungsfaktor berücksichtigt.

In den Technikstollen und im Bereich der Gasversorgungsanlagen handelt es sich bei den zur Berücksichtigung des Explosionsrisikos gewerteten Maßnahmen um passive Maßnahmen.

Die Anwendung eines erschwerenden Faktors hat somit keine Auswirkungen auf die Sicherheit. Daher sind für den 4. RP 900 bei Gebäuden außerhalb des Reaktorblocks keine Änderungen erforderlich, die mit der Berücksichtigung des erschwerenden Faktors in den Studien zur „internen Explosion“ zusammenhängen.

❖ **Fazit**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Änderungen am Sicherheitsnachweis vorgenommen. Insbesondere ermöglichte die Durchführung detaillierter und umfassender Studien eine physikalische Charakterisierung der Auswirkungen von Explosionen auf die Anlagen und damit eine quantitative Begründung der für die Analysen der funktionalen Folgen herangezogenen Annahmen.

Darüber hinaus führen die durchgeführten Studien unter Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte und insbesondere des Verschärfungsfaktors zu Ergänzungen des Sicherheitsnachweises und zur Umsetzung zusätzlicher Maßnahmen.

Für die Gebäude des „Kernkraftwerkskomplexes“:

Diese Studien und die damit verbundenen Änderungen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt wurden, ermöglichen:

- das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre in den BAN-Räumen zu verringern,
- das Risiko eines Ausfalls der Belüftung in den Batterieräumen sowie das Risiko einer Wasserstoffansammlung zu verringern.

Aufgrund der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-G] werden angesichts der Ergebnisse der generischen Phase des 4. RP 900 weitere Untersuchungen durchgeführt.

Für Gebäude „außerhalb des Reaktorblocks“:

Die Untersuchung des Risikos einer internen Explosion ergab entweder, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheit bestehen (im Fall des Maschinenraums, der Schnellentleerungsstation des Generators, der Kanäle und der Gaslager), oder dass dieses Risiko ausgeschlossen werden kann (im Fall der technischen Stollen).

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

- Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Gaslagern

Mehrere Einwirkungen können die in den Gaslagern (SGZ und GNU) gespeicherten Druckgasmengen beeinträchtigen: Erdbeben, durch starken Wind verursachte Projektile, Brand. Blitzschlag wird als Auslöser einer Explosion in den Gaslagern berücksichtigt, ist jedoch durch das REU-Szenario abgedeckt.

Angesichts des Risikos einer Beschädigung mehrerer Wasserstoffflaschenrahmen und der damit verbundenen Folgen in Form von Überdruck und herumfliegenden Projektilen kommt die standortspezifische Explosionsrisikoanalyse zu dem Schluss, dass am Standort Tricastin geeignete Schutzmaßnahmen getroffen werden müssen, wie zum Beispiel:

- Für die SGZ-Parks (außer dem Flüssigstickstofftank PNPE1008):
 - Begrenzung der Folgen einer möglichen Explosion in den SGZ-Parks in Bezug auf Sicherheitsziele durch eine geeignete Anordnung (Einhaltung der Sicherheitsabstände zu den Sicherheitszielen),
 - Schutz der Gasspeicher vor äußeren Einflüssen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben bei explosiven Gasen, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile bei explosiven Gasen, Blitzschlag), um das Explosionsrisiko zu vermeiden,
 - Reduzierung der Menge der am Standort gelagerten Gase.
- Für den Flüssigstickstoffbehälter PNPE1008:
 - ausreichender Abstand, um das Risiko einer externen Beschädigung durch die SGZ-Anlagen zu vermeiden,
 - Schutz vor Projektilen, die von den SGZ-Anlagen erzeugt werden könnten, durch zwei Umfassungsmauern,
 - Schutz des Flüssigstickstoffbehälters vor äußeren Einflüssen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben, RTHE, durch starken Wind erzeugte Projektile, Blitzschlag), um das Risiko einer BLEVE (Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion) zu verhindern.
- Für GNU-Gasanlagen (PNPP1012 Band A):
 - Schutz der Gasspeicher vor äußeren Einflüssen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben bei explosiven Gasen, RTHE, durch starken Wind erzeugte Projektile bei explosiven Gasen, Blitzschlag), um das Explosionsrisiko zu vermeiden,
 - Begrenzung der Folgen einer möglichen Explosion im GNU-Park in Bezug auf Sicherheitsziele durch eine geeignete Standortwahl (Einhaltung der Sicherheitsabstände zu den Sicherheitszielen).

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine weiteren Besonderheiten auf.

Zustandsbericht zum Reaktorblock

Änderungen:

- PNPP1926 Teil A „Abschaltsteuerung der KRT-Kette bei KHY-Erkennung im Lüftungskanal“,
- PNPE1118 „Erdbebensicherung der Belüftung der Batterieräume (DVE)“,
- PNPP1709 „Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile“,
- PNPE1008 „Änderung und Umbau der SGZ-Anlagen“,
- PNPP1012 Band A „Risiken im Zusammenhang mit Gaslagern außerhalb von Gebäuden“,
- PNPP1926 Teil B „Einbau von Wasserstoffdetektoren in den Batterieräumen“,
- PNRL1924 „Explosion: Erdung von Lüftungskanälen“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPP1926 Teil C „WENRA-Schärfung für die Wasserstoffdetektion“,
- PNPE1258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und einer festen Nachspeiseleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“,
- PNPE1445 „Schutz der RRI-Leitungen vor dem Öffnen einer Tür im Falle einer internen Explosion (und Einbau eines Anti-Peitschen-Rahmens im Inneren des Reaktorgebäudes für die ungeraden Blöcke)“,
- PNPE1338 „Verhinderung des Lufteintritts in den TEG“,
- PNPE1346 „Sicherung der H₂-Leitung zum RCV-Behälter“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPE1337 „Einrichtung von Alarmvorrichtungen an Brandschutztüren mit Sicherheitsfunktion, um deren geschlossene Haltung zu gewährleisten“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin im Jahr 2026 umgesetzt.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 1.2.1.3 „Zusätzliche Studien“ behandelt.

2.2.1.3 Interne Überflutung, Ausfälle von Rohrleitungen und Ausfälle von Behältern, Pumpen oder Hochdruckventilen

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Anlässlich des 4. RP 900 hat EDF seine Sicherheitsnachweise für die Störfälle „Interne Überflutung“ und „Rohrleitungsausfälle“ weiterentwickelt, um insbesondere die WENRA-Referenzwerte zu berücksichtigen (Einbeziehung eines erschwerenden Faktors, Durchführung einer Sensitivitätsanalyse hinsichtlich verlängerter Reaktionszeiten des Bedienpersonals). Die Studien zum Referenzrahmen „Interne Überflutung“ und „Rohrleitungsausfälle“ wurden weiterentwickelt, wobei Bedienerverzögerungen berücksichtigt wurden, die denen in den Unfallstudien entsprechen. Die Studie zur durch Peitschenbewegung verursachten Überschwemmung im Falle eines RTHE wurde ebenfalls weiterentwickelt, wobei der durch Peitschenbewegung verursachte Ausfall der Rohrleitung berücksichtigt wurde, der hinsichtlich des Wasservolumens bei einer konventionellen Abflussdauer von einer Stunde am gravierendsten ist.

Die Studien „Interne Überflutung“ und „Rohrleitungsausfälle“ haben folgende Ziele:

- Sicherzustellen, dass ein Störfall vom Typ „Interne Überflutung“ oder „Rohrleitungsausfälle“ den Betrieb und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht beeinträchtigt. In der Praxis bedeutet dies, zu überprüfen, ob der Störfall kein Gleichaktrisiko für die Ausrüstung, die die Rückführung und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks ermöglicht, sowie für deren unterstützende Systeme mit sich bringt;
- Es ist zu überprüfen, ob ein Störfall durch „interne Überflutung“ oder „Rohrleitungsausfälle“ nicht zu einer Überschreitung der Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts führt. In der Praxis muss die Rückhaltung kontaminierter Flüssigkeiten innerhalb der Gebäude oder Bauwerke muss jegliche Verschmutzung von Gewässern (Ober- oder Grundwasser) verhindern.

Eine Untersuchung zum gleichzeitigen Auslaufen von nicht erdbebensicheren Behältern, außerhalb des Referenzrahmens für interne Überschwemmungen, wird durchgeführt, um sicherzustellen, dass kein gemeinsamer Ausfallmodus vorliegt, der die Rückführung und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks verhindert, und dass die Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts nicht überschritten werden.

EDF berücksichtigt bei der Darstellung der nuklearen Sicherheit auch das Risiko eines Ausfalls von Druckbehältern als interne Beanspruchung. Die Untersuchungen im Zusammenhang mit dem Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen ergänzen die Schutzmaßnahmen gegen Ausfälle von Rohrleitungen.

Die Studien „Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen“ haben folgende Ziele:

- Sicherzustellen, dass ein durch den Ausfall eines Behälters, einer Pumpe oder eines Ventils entstandenes Projektil den Rückzug und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht verhindert. In der Praxis bedeutet dies, zu überprüfen, ob die Störung nicht zu einem gemeinsamen Ausfallrisiko für die Ausrüstungen führt, die die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand ermöglichen, sowie für deren unterstützende Systeme;
- Es ist zu überprüfen, dass ein durch den Ausfall eines Behälters, einer Pumpe oder eines Ventils entstandenes Projektil nicht zu einer Überschreitung der Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts führt. In der Praxis muss die Rückhaltung kontaminierter Flüssigkeiten innerhalb der Gebäude oder Bauwerke muss jegliche Verschmutzung von Gewässern (Ober- oder Grundwasser) verhindern.

Ergänzend zu den Auswirkungen von Projektilen in den Räumlichkeiten, in denen sich die Anlagen befinden, vervollständigt EDF seinen Ansatz durch die Überprüfung der Widerstandsfähigkeit des Hochbaus gegenüber einer repräsentativen Auswahl interner Projektilen im Reaktorgebäude (BR), die bei der Auslegung berücksichtigt wurden. Für den 4. RP 900 wurde diese Stichprobe durch die Absperrschieber der RIS-Akkumulatoren (in Übereinstimmung mit den für den EPR Flamanville 3 untersuchten Geschossen) im Inneren des BR sowie durch drei Schieber außerhalb des BR ergänzt. Ziel ist es, sicherzustellen, dass die Betonwände durch diese Geschosse nicht durchschlagen werden.

❖ Zusammenfassung der Studien

➤ Interne Überflutungen und Rohrleitungsausfälle

Untersuchungen zu den Belastungsfällen „Interne Überflutung“ und „Rohrleitungsausfälle“:

Die Methodik zur Durchführung der Untersuchung der Störfälle „Interne Überflutung“ und „Rohrleitungsausfälle“ gilt für den Kernkraftwerksblock und den konventionellen Block der CPY-Generation. Sie umfasst Folgendes:

- Ermittlung des ungünstigsten Wasservolumens. Es ist anzumerken, dass EDF anhand der Erfahrungswerte und der Schlussfolgerungen der verfügbaren experimentellen Studien zum RTHE RTHE, dass die für die Studien zur internen Überflutung zugrunde gelegte Annahme eines einzigen, durch das Peitschen einer Hochdruckleitung verursachten Ausfalls relevant ist;
- die durch interne Überflutung (Eintauchen und Bespritzung), durch Schwingungen, durch Strahleffekte und durch veränderte Umgebungsbedingungen im Falle eines RTHE funktionsunfähig gewordenen Ausrüstungsteile zu identifizieren;
- Funktionsanalysen durchführen, um über die Akzeptanz von Geräteausfällen zu entscheiden;
- Analyse des Containment-Managements.

Was den Reaktorblock betrifft, so haben die Untersuchungen mögliche gemeinsame Ausfallmodi sowie potenzielle Ableitungen von Abwässern außerhalb der Gebäude oder in externe Rückhaltebecken aufgezeigt. Um diesen möglichen gemeinsamen Ausfallmodi und Ableitungen von Abwässern nach außen entgegenzuwirken, wurden folgende Änderungen festgelegt:

- Die Änderung „Eindämmung von Abwässern und Abdichtung von Durchführungen“ (PNPE1108 Band A) besteht darin, bestimmte Durchführungen abzudichten, um deren Dichtheit zu gewährleisten, und ermöglicht die Eindämmung der Abwässer. Sie trägt somit zur Verhinderung und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Flüssigkeiten innerhalb der festgelegten Grenzen bei;
- Die Änderung „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor innerer Überflutung“ (PNPE1032) besteht darin, bestimmte Schaltschränke durch Geräte mit einer höheren Schutzgrad (IP) aufweisen, wodurch trotz ihrer Besprühung der Schutz im Falle einer internen Überschwemmung gewährleistet ist.

Die Untersuchungen zum konventionellen Block haben gezeigt, dass bestimmte Schächte der Pumpstation abgedichtet, Öffnungen zwischen den Räumen der Pumpstation geschaffen oder Schwellen eingebaut werden müssen sowie die Schaltkästen vor Beschädigungen geschützt werden müssen (PNPE1144).

Sensitivitätsanalyse hinsichtlich der Reaktionszeiten des Betriebspersonals:

Die Berücksichtigung der von den WENRA-Referenzstufen empfohlenen Bedienerzeiten hat gezeigt, dass eine Verlängerung der Zeit bis zur Isolierung des Lecks keine wesentlichen Auswirkungen auf das Wasservolumen oder die Funktionsanalyse hat und die Schlussfolgerungen der Studien zur Anpassung des Referenzrahmens nicht in Frage stellt.

Berücksichtigung des erschwerenden Faktors:

Ein erschwerender Faktor wurde bei den EDA (Equipements de Disposition Agression) berücksichtigt, wobei der ungünstigste Fall unter den Absperr- und Detektionsvorrichtungen zugrunde gelegt wurde.

Der Erhöhungsfaktor wurde bei den manuellen Absperrklappen angesichts ihrer hohen Zuverlässigkeit nicht angewendet. Es wurde eine ergänzende Untersuchung durchgeführt, um Absperrklappen mit sicherheitsrelevanten Auswirkungen zu identifizieren. Im Ergebnis dieser Untersuchung wurden keine Absperrklappen mit sicherheitsrelevanten Auswirkungen festgestellt.

Ergänzend zu diesen Studien wurde ein Verfahren zur Analyse des Ausfallrisikos der statischen Anlagen in den Studien zur internen Überflutung eingeführt. Darauf folgte eine Studie, mit der die sicherheitsrelevanten Entwässerungssysteme identifiziert wurden, für die betriebliche Anforderungen entsprechend ihrer Bedeutung festgelegt werden.

Untersuchung des gleichzeitigen Überlaufs von nicht erdbebensicheren Behältern:

Die Methodik zur Untersuchung des gleichzeitigen Überlaufs von nicht erdbebensicheren Behältern ist wie folgt aufgebaut:

- Ermittlung aller nicht erdbebensicheren Behälter, ihres Volumens sowie ihres Standorts;
- Ermittlung der Überschwemmungsquellen nach Behältergruppen;
- Für jedes Überschwemmungsgebiet Durchführung einer Studie zur Ausbreitung und Verteilung des Wassers gemäß der Methodik, die für die Untersuchungen zu den Schadensursachen „*Rohrleitungsausfälle*“ und „*Innenüberflutung*“;
- Überprüfung, dass zwischen allen Ausbreitungs- und Ausbreitungsphasen keine Interferenzbereiche bestehen;
- Durchführung von Funktionsanalysen in Verbindung mit den identifizierten gemeinsamen Moden gemäß der Methodik, die für die Untersuchungen zu den Schadensszenarien „*Rohrleitungsausfälle*“ und „*interne Überschwemmung*“ verwendet wurde. Dieser Schritt dient dem Sicherheitsziel der Rückführung und Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktorblocks;
- Überprüfung der Rückhaltung der gesamten Abflussmenge aus den nicht-seismischen Behältern in den Gebäuden. Dieser Schritt dient dem Ziel, die Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts nicht überschritten werden.

Die funktionale Analyse gemeinsamer Ausfallmodi hat gezeigt, dass die Kumulierung von Funktionsausfällen infolge des gleichzeitigen Auslaufens der nicht-seismischen Behälter die Rückkehr und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht gefährdet. Die Studie hat jedoch ein Auslaufen von Abwasser aufgezeigt, das zu einer Ausbreitung außerhalb des BAN führen könnte. Band B der Änderung PNPE1108 ermöglicht es, das Volumen dieses Abwassers innerhalb des Gebäudes einzudämmen.

➤ Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen

Der gewählte Ansatz zur Bewältigung des Risikos dieser Einwirkung besteht darin:

- Ermitteln, bei welchen Geräten das Ausfallrisiko untersucht werden muss;
- Den Ausfall der betreffenden Geräte und dessen Folgen analysieren und gegebenenfalls Lösungen vorschlagen.

Die Art der durchzuführenden Untersuchung hängt davon ab, ob es sich um Hochenergie- oder Mittlere-Energie-Anlagen handelt, sowie vom Qualitätsniveau der Konstruktion und Fertigung der betreffenden Anlagen.

Ausfall einer Pumpe:

Im Falle eines Pumpenausfalls lassen die Konstruktions- und Fertigungsmerkmale der Anlage den Schluss zu, dass der Ausstoß von Projektilen, der zu inakzeptablen Folgen führen könnte, ausgeschlossen ist.

Bei Kreispumpen besteht der größte Teil der gespeicherten Energie aus Rotationsenergie. Ausfälle können durch Defekte an rotierenden Teilen oder durch übermäßige Belastungen verursacht werden. Diese Energie reicht jedoch nicht aus, um Projektile zu erzeugen, die zu inakzeptablen Schäden führen könnten. Insbesondere bei Pumpenrädern hat die Erfahrung der Pumpenhersteller gezeigt, dass ein von einem Rad erzeugtes Projektil das Pumpengehäuse nicht durchdringt.

Dies gilt auch für Kolbenpumpen, da diese nur eine geringe Translationsenergie aufweisen, sowie für Kompressoren und Projektile aus Elektromotoren, da deren Stator als Schutzgehäuse gegenüber einem möglichen Projektil dient.

Darüber hinaus sind Ventilatoren aufgrund der geringen gespeicherten Energie nicht in der Lage, mögliche Projektile zu erzeugen.

Ausfälle von Behältern oder Ventilen:

Der Ansatz unterscheidet zwischen Hochenergie- und Mittlerenergie-Komponenten. Nur Hochenergie-Komponenten (d. h. solche, die ein Fluid in flüssiger oder gasförmiger Phase mit einem Druck von mehr als 20 bar relativ und/oder einer Temperatur von mehr als 100 °C befördern) können im Falle eines Bruchversagens interne Projektile erzeugen.

Wenn diese Hochenergieanlagen gemäß einem nuklearen Regelwerk (RCC-M, ASME Section III oder gleichwertig) konstruiert und hergestellt werden, ist ein vollständiger mechanischer Bruchausfall ausgeschlossen.

Die Hochenergieanlagen, deren Ausfallfolgen untersucht werden, sind:

- Alle Ventile oder Rückschlagklappen mit Ausnahme derjenigen, die sowohl als IPS klassifiziert als auch nach einem Nuklearkodex konstruiert sind;
- Behälter, die nicht als IPS oder IPS-NC klassifiziert sind.

Die Ergebnisse der Untersuchungen bestätigen die Robustheit der Anlagen gegenüber Projektilen, die durch den Ausfall von Hochdruckbehältern und -ventilen entstehen. Die Folgen einer potenziellen internen Überflutung, die durch einen Ausfall von Ventilen und Behältern verursacht werden könnte, werden im Rahmen der Untersuchungen zur „internen Überflutung“ berücksichtigt.

Widerstandsfähigkeit der baulichen Struktur gegenüber Projektilen:

Die für die Konstruktion der CPY-Stufe ausgewählten internen Schutzvorrichtungen ähneln denen, die für die Konstruktion des EPR Flamanville 3 gewählt wurden.

Die Ergebnisse der Studien belegen die Widerstandsfähigkeit der baulichen Struktur gegenüber Projektilen im CPY-Block. Es ist anzumerken, dass die Auslegung der Blöcke des CPY-Blocks darauf abzielte, eine gute Trennung der verschiedenen Sicherheitskreise zu gewährleisten, was ein grundlegendes Element der Robustheit der Anlagen gegenüber Angriffen darstellt.

Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Bedienerfehlern (WENRA):

Diese Studien (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema, da:

- keine aktive Ausrüstung am Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen beteiligt ist (mit Ausnahme von induzierten Überschwemmungen);
- keine Bedienermaßnahmen zum Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen erforderlich sind (mit Ausnahme von induzierten Überschwemmungen).

❖ Schlussfolgerung

➤ Interne Überschwemmungen und Rohrleitungsausfälle

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Änderungen (insbesondere die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte) vorgenommen, die zur Durchführung detaillierter Studien führten, um die Sicherheitsziele zu erfüllen.

Diese Studien und die damit verbundenen Änderungen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt wurden, ermöglichen die Erfüllung der Sicherheitsanforderungen des Regelwerks zum Schutz vor den Risiken von Rohrleitungsausfällen und internen Überschwemmungen.

➤ Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien ermöglichen es, die Sicherheitsanforderungen zum Schutz vor dem Risiko eines Ausfalls von Behältern, Pumpen oder Ventilen zu erfüllen. Sie belegen insbesondere die Repräsentativität der Projektile, die im Rahmen der Sicherheitsnachweise für Reaktoren der neuesten Generation vom Typ EPR Flamanville 3 ausgestoßen und aufgefangen werden können.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bestandsaufnahme des Zustands

des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPE1108 Band A „Eindämmung von Abwässern und Abdichtung von Durchführungen“,
- PNPE1032 „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor interner Überflutung“,
- PNPE1144 „Verbesserung des volumetrischen Schutzes“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1108 Band B „AGR14 – Interne Überflutung: Rückhaltevorrückungen für Abwässer und Dichtheit von Durchführungen“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

2.2.1.4 Externe Überflutung

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Im Rahmen des 4. RP 900 überprüft EDF die Robustheit der Anlagen der Baureihe CPY gegenüber den im Leitfaden Nr. 13 der ASN beschriebenen Gefahren im Zusammenhang mit dem Schutz von kerntechnischen Anlagen vor externen Überschwemmungen.

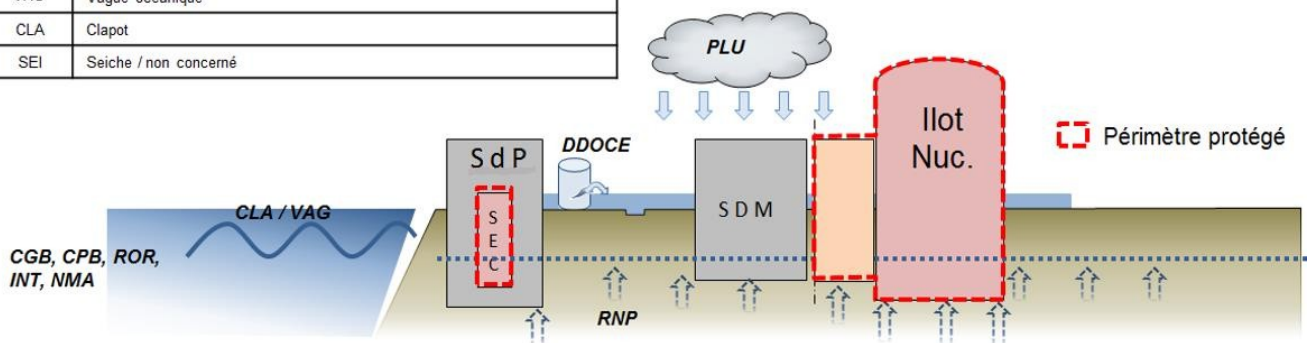
Darüber hinaus hat EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorschriften der ASN aus dem Jahr 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert.

❖ Zusammenfassung der Studien

➤ Neubewertung der Risiken im Zusammenhang mit dem Störfall „Externe Überschwemmung“ auf der Grundlage des Leitfadens Nr. 13 der ASN

Das nachstehende Schema stellt die verschiedenen im ASN-Leitfaden Nr. 13 beschriebenen Hochwasserrisikoszenarien (SRI) dar, die im Rahmen des 4- RP 900 für die CPY-Stufe untersucht werden.

PLU	Pluies locales
DDOCE	Dégradation ou dysfonctionnement d'ouvrages, de circuits ou d'équipement
RNP	Remontée de Nappe Phréatique
CPB	Crue sur Petit Bassin versant
INT	Intumescence – Dysfonctionnement d'ouvrage hydraulique
CGB	Crue sur Grand Bassin versant
ROR	Rupture d'un Ouvrage de Retenue
NMA	Niveau Marin
VAG	Vague océanique
CLA	Clapot
SEI	Seiche / non concerné



Diese sind je nach Standort auf der CPY-Stufe nicht alle relevant.

PLU: Verhalten des Regenwasserableitungsnetzes bei Starkregen; Abflussphänomene

Die Charakterisierung dieses SRI weicht erheblich vom Referenzsystem „REX Blayais“ ab. Insbesondere wechselt das Regenprofil von einer während des gesamten Regenereignisses konstanten Intensität zu einer variablen Intensität mit einer Intensitätsspitze, was einem realen Regen entspricht.

Die Berücksichtigung der Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 führt zu einem Anstieg der Abflussmengen aus dem Regenwasserkanalisation.

Es ist anzumerken, dass EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorschriften der ASN nach dem Unfall von Fukushima an allen Standorten Untersuchungen zu Regenereignissen und zum Bruch von Behältern infolge eines Erdbebens durchgeführt hat.

In diesem Zusammenhang sind daher Schutzvorrichtungen vorgesehen, die vor dem 4- RP 900 (PNPP1675) installiert wurden. Diese Vorrichtungen dienen dem Schutz der Zugänge zu den Räumen, in denen sich die für den Rückzug und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands erforderlichen Ausrüstungen befinden, indem ihre Höhe durch Schwellen oder Spundwände erhöht wird, die mit kleinen Stahlbetonmauern verbunden sind, um die Kontinuität mit der Außenwand des zu schützenden Gebäudes zu gewährleisten. Etwaige Durchführungen (Rohr- oder Kabeldurchführungen) im unteren Teil der Gebäude sind abgedichtet.

Somit tragen diese Schutzvorrichtungen zum Schutz der Standorte vor den Folgen der durch die Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für SRI PLU und DDOCE (siehe unten) eingeführten Änderungen der Charakterisierung bei. Weitere Maßnahmen (Behandlung von Bypässen, besondere Betriebsvorschriften usw.) können den Schutz des Kernkraftwerks gegenüber der SRI PLU ergänzen (siehe Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“).

DDOCE: Beschädigung, Funktionsstörung von Bauwerken, Rohrleitungen oder Anlagen, die sich auf Gebäude auswirken, in denen sicherheitsrelevante elektrische Anlagen untergebracht sind

Diese SRI weist gegenüber dem Referenzsystem „REX Blayais“ mehrere Änderungen auf. Insbesondere sind die zu berücksichtigenden Annahmen zur Befüllung von nicht erdbebensicheren Behältern nun auf eine Befüllung bis zur maximalen Nutzkapazität ausgelegt.

Ebenso sind die Annahmen für Rohrbrüche strenger als die im Rahmen des „REX Blayais“ zugrunde gelegten. Es ist daher mit zusätzlichen Ausflüssen zu rechnen im Vergleich zu den im Rahmen des „REX Blayais“ durchgeführten Studien. Die im Rahmen der SRI DDOCE erreichte Wasserhöhe ist daher höher als bei der vorherigen Überprüfung.

Wie für die SRI PLU dargelegt, tragen Schutzvorrichtungen, die den technischen Vorschriften der ASN nach Fukushima entsprechen, zum Schutz der Standorte vor den Folgen der durch die Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für die SRI PLU und DDOCE eingeführten Änderungen der Charakterisierung bei. Weitere Vorrichtungen (Wassererkennungssystem usw.) können den Schutz des Kernkraftwerks im Hinblick auf die SRI DDOCE ergänzen.

RNP: Anstieg des Grundwasserspiegels

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Bestimmung des Referenzpegels für dieses SRI.

CPB: Hochwasser in Einzugsgebieten mit einer Fläche zwischen 10 und 5.000 km² Nur der Standort Tricastin ist von dieser SRI betroffen (Vorhandensein der Gaffière in der Nähe des Kernkraftwerks).

INT: Plötzliche, vorübergehende und lokal begrenzte Schwankung des Wasserstands in der Nähe des Kernkraftwerks aufgrund einer Störung an einem Wasserbauwerk oder des Ausfalls der Umwälzpumpen in einer Pumpstation

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 empfiehlt, dieses SRI unter Berücksichtigung der Ausgangsbedingungen für Wasserstand und Durchfluss zu untersuchen, die zu der ungünstigsten Ausdehnung führen. Der Ausgangswasserstand berücksichtigt keine Situation, die seltener auftritt als die SRI bei Hochwasser oder Meeresspiegel.

CGB: Flusshochwasser in Einzugsgebieten von mehr als 5 000 km²

Die Charakterisierung dieses SRI weicht geringfügig vom Referenzsystem „REX Blayais“ ab, was die Berücksichtigung der aus den hydraulischen Modellierungen resultierenden Unsicherheiten im Referenzpegel betrifft.

ROR: Ausbreitung der Bruchwelle eines Staudamms

Diese SRI bringt im Vergleich zu den im Rahmen des „REX Blayais“ durchgeführten Studien wesentliche Neuerungen mit sich. Tatsächlich ähnelt die Methodik derjenigen, die für die von den Behörden durchgeführten PPI-Studien (Plans Particuliers d'Intervention) gewählt wurde.

NMA: Meeresspiegel

Die zur Berechnung der Meeresspiegel angewandte Methodik, die den Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 folgt, unterscheidet sich von der des „REX Blayais“.

Für Standorte an der Küste werden die Ergebnisse der Studien dieser SRI und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen im Abschnitt „Besonderheiten des Kraftwerksblocks“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

VAG: Meereswellen und Wellengang

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des mit dieser SRI verbundenen Referenzpegels. Es ist jedoch zu beachten, dass die Auswirkungen dieser SRI stark vom gewählten Meeresspiegel abhängen (da sich Dünung und Wellengang auf den NMA-Pegel ausbreiten).

Für Standorte an der Küste werden die Ergebnisse der Studien zu dieser SRI und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen im Abschnitt „Besonderheiten des Abschnitts“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

CLA: Wellengang – Flusstandorte

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des mit dieser SRI verbundenen Referenzniveaus.

Die Ergebnisse der Studien zu diesen SRI und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Studien für den jeweiligen Reaktorblock dargestellt, da sie standortabhängig sind.

SEI: Seiche

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 enthält die Definition dieses Ereignisses. Das Risiko des Auftretens einer Seiche wird auf der Grundlage der verfügbaren Erfahrungswerte untersucht. Wird bei Küstenanlagen (Hafenbecken, Wasserzulauf- oder -ablaufkanäle) ein Risiko für das Auftreten einer Seiche festgestellt, wird dieses Phänomen bei der Berechnung des Referenz-Meeresspiegels berücksichtigt. Bislang wurde dieses Risiko im Rahmen der Erfahrungswerte nicht festgestellt.

➤ Verhalten des volumetrischen Schutzes

Im Rahmen des 4. RP 900 besteht das Ziel darin, zu überprüfen, dass sich unterschiedliche Setzungen nicht auf die Waterstop®-Dichtungsbänder auswirken, und nachzuweisen, dass eine durch das Grundwasser verursachte seismisch bedingte Überschwemmung keine Auswirkungen auf die Sicherheit der Fugenabdichtungen des volumetrischen Schutzes hat. Die Studien belegen die Unversehrtheit der Fugen an den Grenzen des volumetrischen Schutzes, die durch unterschiedliche Setzungen an den Standorten des CPY-Paliers beansprucht werden.

Ergänzend dazu hat EDF einen Untersuchungsansatz für beide Systeme (Waterstop®-Bänder und Dichtungen vom Typ Dichtungsmasse) definiert, der es ermöglicht, vor einem Risiko einer erdbebenbedingten Überschwemmung durch Wassersäulen zu warnen, die durch den bei einem Erdbeben der Stufe SMS angenommenen Grundwasserspiegel entstehen. Diese Studien belegen die Unversehrtheit der Fugen an den Grenzen des volumetrischen Schutzes, die durch ein Erdbeben beansprucht werden.

Es wurde eine generische Studie zur Wasserdichtigkeit von Fugendichtungsmassen nach einem Erdbeben durchgeführt, um die Ergebnisse der im Labor durchgeführten Versuche auf die verschiedenen in Kernkraftwerken verwendeten Dichtungsmassen zu übertragen. Diese Studie hat gezeigt, dass die Dichtungsleistung von „Vollmass“-Elastomeren und von Elastomeren, deren Dicke durch einen Fugenboden begrenzt ist, vor und nach seismischen Belastungen ähnlich ist.

➤ Verschärfungsfaktor und Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedieners (WENRA)

Die Analyse bezüglich des Aggravators und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedieners wird im Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“ vorgestellt.

Abschnitt „Besonderheiten von Block 3“ des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

➤ SRI PLU und DDOCE

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin ist gegenüber diesen SRI geschützt durch:

- die bestehenden Bestimmungen, die im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorschriften der ASN nach Fukushima eingeführt wurden, insbesondere die Änderung „Schutz vor externen Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“ (PNPP1675) sowie durch Bestimmungen, die bereits in früheren Studien berücksichtigt wurden;
- Die Änderung „Isolierung des CRF im Falle eines Erdbebens, das die Auslegungsgrenzen überschreitet“ (PNPP1943 und PNRL1869), die Teil des Post-Fukushima-Projekts ist (Erfüllung der PT [ECS-11]) und ebenfalls im Rahmen der SRI DDOCE berücksichtigt wird. Sie besteht in der Einrichtung eines Wasserstandsmesssystems auf der Plattform des Standorts, das mit einer robusten Automatik für Erdbeben jenseits der Auslegungswerte verbunden ist und die Isolierung des CRF-Kreislaufs ermöglicht;
- Die Änderung „Behandlung der Bypässe des volumetrischen Schutzes in Tricastin“ (PNPE1121), die im Rahmen der SRI PLU umgesetzt wird. Ihr Ziel ist es, die Risiken von Bypässen des volumetrischen Schutzes im Falle von „Regenfällen“ zu beseitigen. Je nach Art der identifizierten Bypässe werden verschiedene Lösungen umgesetzt: Einbau von Rückschlagvorrichtungen (oder Neunutzung bestehender Rückschlagventile), Einrichtung einer dichten Abdichtung usw.
- Die Änderung „Volumetrischer Schutz – lokale Bypässe“ (TCDI0021), die darin besteht, bestimmte Trichter abzudichten, die sich jeweils im Raum der ASG-Plane und im Durchgangsraum befinden.
- Die Änderung „Schutz des Sicherheitsblocks (BDS) vor externer Überflutung“ (PNPE1138), die gemäß dem Leitfaden zur externen Überflutung umgesetzt wurde, der eine Überprüfung der Risiken eines Ausfalls von Unterstützungsfunktionen vorschreibt. Der Standort Tricastin befindet sich in einer Lage, in der der BDS potenziell überflutet werden könnte (Wasserstand von 10 bis 20 cm). Aus diesem Grund wurden am BDS eine Bodenschwelle, Spundwände sowie die Abdichtung von Bodenabläufen installiert. Zudem wurde ein Lüftungskreislauf in eine höhere Lage verlegt.

➤ SRI CGB, ROR, INT, RNP, CLA und CPB

Diese SRI haben keinerlei Auswirkungen auf den Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin. Der Standort ist gegenüber diesen SRI durch den bestehenden Perimeterschutz, durch bereits in früheren Studien ausgewertete Maßnahmen, der neuen Nutzung vorhandener Ausrüstung (SEZ-Sensor zur Grundwasserüberwachung) sowie der im Rahmen des 4. RP 900 getroffenen organisatorischen Maßnahmen (Maßnahmen zur Gewährleistung der Überwachung des Grundwasserspiegels im Betrieb und bei externen Überschwemmungen mittels eines vorhandenen SEZ-Sensors, der aus der SRI RNP stammt). SRI SEI, NMA, VAG

Der Standort Tricastin liegt nicht am Meer. Daher ist er von diesen SRI nicht betroffen.

➤ Erschwerender Faktor und Anfälligkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA)

Die Analyse der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in den oben genannten externen Überschwemmungsszenarien führt zu einer Verdopplung der eingesetzten CSI-Magnetventile für die Isolierungsfunktion des CRF-Kreislaufs (PNPP1943).

Die für die externen Überschwemmungsszenarien bewerteten Bedienermaßnahmen sind ausschließlich vorbeugende Maßnahmen gegen eine Beeinträchtigung und fallen daher nicht unter die Anwendung des Ansatzes der Sensitivität gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals.

❖ **Schlussfolgerung**

Die Studien im Zusammenhang mit der externen Überschwemmungsbedrohung wurden gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13, der die Berücksichtigung neuer Szenarien im Zusammenhang mit der externen Überschwemmung ermöglicht, für das Kernkraftwerk Tricastin durchgeführt. Der so durchgeführte Ansatz sowie die identifizierten und umgesetzten materiellen und organisatorischen Maßnahmen gewährleisten die Robustheit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin gegenüber einer externen Überschwemmung.

Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorschriften der ASN aus dem Jahr 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert. Die durchgeführten Studien haben gezeigt, dass unterschiedliche Setzungen keine Auswirkungen auf die ^{Waterstop®-Dicht}ungsbänder haben und dass eine durch das Grundwasser verursachte, seismisch bedingte Überschwemmung keine Auswirkungen auf die Fugenabdichtungen des volumetrischen Schutzes hat.

Bestandsaufnahme zum Zustand des

Reaktorblocks Änderungen:

- PNPP1675 „Schutz vor externen Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“,
- PNPP1943 „Isolierung des CRF bei Erdbeben jenseits der Referenzwerte“,
- PNPE1121 „Behandlung der Bypässe des volumetrischen Schutzes in Tricastin“,
- PNPE1138 „Schutz des Sicherheitsblocks (BDS) vor externer Überflutung“,
- PNRL1869 „Ergänzende Arbeiten zu PNPP1943“ wurden

vollständig umgesetzt.

Die neuen organisatorischen Bestimmungen, die sich aus der SRI RNP ergeben, wurden vorbehaltlos vollständig umgesetzt.

Die dokumentarischen Auswirkungen all dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung TCDI0021 „Volumetrischer Schutz – Lokaler Bypass der Blase“ wird derzeit im Block 3 implementiert, wobei die Integration spätestens Ende 2023 abgeschlossen sein soll.

2.2.1.5 Erdbeben

Allgemeiner Teil der Ebene

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Berücksichtigung der seismischen Belastung bei der Auslegung der Anlagen gewährleistet, dass die Sicherheitsfunktionen im Falle eines Erdbebens aufrechterhalten bleiben.

Der ⁴ RP 900 berücksichtigt die Neubewertung des Gefährdungsniveaus durch die Anwendung der RFS 2001-01 auf der Grundlage der neuesten wissenschaftlichen Erkenntnisse. Liegt das SMS-Niveau des Standorts deutlich über dem zuletzt begründeten Niveau, wird eine seismische Neubewertung der für das Erdbeben berechneten EIPS durchgeführt. Die generischen Entwicklungen für alle Einwirkungen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

Der Erdbebenschutz des in Betrieb befindlichen Parks stützt sich auf verschiedene Konzepte:

- das historisch wahrscheinlichste Erdbeben (SMHV),
- das Sicherheitserhöhte Erdbeben (SMS),
- das Bemessungsspektrum (SDD).

Das SMS, das Sicherheitserhöhte Erdbeben, wird durch eine Grundlegende Sicherheitsregel (RFS) definiert. Es wird ausgehend vom stärksten historischen Erdbeben, dem historisch wahrscheinlichsten Erdbeben (SMHV) in der Region, unter Berücksichtigung zweier wesentlicher Erhöhungen definiert:

- die Lage des Epizentrums, die hinsichtlich ihrer Auswirkungen (in Bezug auf die Intensität) auf den Standort am ungünstigsten ist, dabei aber mit den geologischen und seismologischen Daten vereinbar bleibt,
- die epizentrale Intensität wird um 1 erhöht.

Das Auslegungsspektrum (SDD) ist das Erdbebenniveau, für das EDF die Gebäude und Anlagen des Kernkraftwerkskomplexes auslegt. Es wird durch ein Breitbandspektrum dargestellt, unabhängig von konkreten historischen Ereignissen. Das SDD ist ein „Stufen“-Konzept und umfasst somit das SMS jedes Standorts bei der Auslegung.

Alle 10 Jahre werden die Kernkraftwerke einer regelmäßigen Überprüfung unterzogen, bei der die neuesten Erkenntnisse insbesondere hinsichtlich der Erdbebengefährdung berücksichtigt werden, sei es in Bezug auf die seismotektonische Zonierung oder auf die Merkmale historischer Erdbeben. Dies kann dann zu einer Verringerung oder Erhöhung der SMHV- und SMS-Spektren eines Standorts führen und in diesem Fall Verstärkungsmaßnahmen nach sich ziehen.

Der ⁴. RP 900 zum Thema Erdbeben berücksichtigt:

- der neuen Erkenntnisse bei der Definition der an Standorten zu berücksichtigenden seismischen Bewegungen in Übereinstimmung mit der RFS 2001-01,
- Entwicklungen bei den Berechnungs- und Modellierungsmethoden,
- Erkenntnisse aus internationalen Erfahrungen mit Erdbeben (Kashiwazaki-Kariwa 2007).

Es sei darauf hingewiesen, dass EDF auch bestimmte indirekte Auswirkungen des Erdbebens untersucht (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.4).

❖ Zusammenfassung der Studien

➤ Seismische Neubewertung gemäß RFS 2001-01

Die Umsetzung der RFS 2001-01 im Rahmen des 4^{ten} RP 900 basiert auf:

- Aktualisierung der seismologischen Erkenntnisse (seismisch-tektonische Zoneneinteilung, Charakterisierung von Verwerfungen usw.);
- Verbesserung der Kenntnisse über die historische Seismizität unter Berücksichtigung einer Aktualisierung der historischen Daten aus der Datenbank SisFrance 2012.

Die Umsetzung dieser Entwicklungen führte zur Erstellung neuer seismischer Bodenspektren, die im Rahmen des 4^{ten} RP 900 anzuwenden sind.

Die Ergebnisse der Untersuchung dieser seismischen Neubewertungen und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen sowie der aktuelle Wissensstand bezüglich der Identifizierung aktiver Verwerfungen im Umfeld der Kernkraftwerke und des Vorhandenseins besonderer Standorteffekte sowie mögliche ergänzende Untersuchungsprogramme werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da diese standortabhängig sind.

➤ Berücksichtigung internationaler Erfahrungswerte

Die Berücksichtigung internationaler Erfahrungswerte schlägt sich im 4^{ten} RP 900 in der Einbeziehung der Erfahrungswerte aus Kashiwazaki-Kariwa nieder.

In Fortführung der Studien des 3·RP 1300 haben die Erkenntnisse aus dem Erfahrungsrückfluss dieses Ereignisses EDF dazu veranlasst, im Rahmen des 4·RP 900 Folgendes durchzuführen:

- Eine Brandschutzanalyse für einen Transformator von beträchtlicher Größe an Standorten mit einer Leistung von 900 MWe kam zu dem Schluss, dass ein solcher Brand Auswirkungen auf die Wand des Maschinenraums und möglicherweise auf die darin befindlichen Anlagen haben könnte. Die funktionale Analyse des Ausfalls der im Maschinenraum befindlichen EIPS infolge eines Brandes ergab akzeptable Auswirkungen auf die Sicherheit.
- Eine Schätzung der Volumina des Brennelement-Lagerbeckens, die bei einem Erdbeben überlaufen könnten, ergab, dass die überlaufenden Volumina sehr begrenzt und für die der CPY-Generation.
- Eine Analyse der Berücksichtigung von Welleneffekten auf die Ausrüstung für das Becken des Reaktorgebäudes und das Brennelementlagerbecken, die eine gute Dimensionierung aller betroffenen Ausrüstungen:
 - die Türen und Schleusen des Reaktorgebäudes und des Brennelement-Lagerbeckens,
 - die Belademaschine im Reaktorgebäude,
 - die Transfervorrichtungen im Reaktorgebäude und im Brennelementlagerbecken,
 - der Senkmechanismus im Brennelementlagerbecken,
 - die Laufbrücke im Brennelementlager.

Die Analyse des Erdbebens vom 16. Juli 2007 durch EDF, von dem die Blöcke des japanischen Betreibers TEPCO am Standort Kashiwazaki-Kariwa betroffen waren, zeigt das gute Verhalten der Anlagen.

❖ **Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Bedienungsverzögerungen (WENRA):**

Diese Empfindlichkeiten, die sich aus den WENRA-Referenzwerten ergeben (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), haben keine Auswirkungen auf dieses Thema, da:

- die aktiven Systeme, die zum Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands erforderlich sind, sind konstruktionsbedingt redundant und auf Erdbeben ausgelegt (was jede zusätzliche Analyse überflüssig macht),
- Das Erdbeben an sich erfordert keine Maßnahmen seitens des Betreibers, um die Aufrechterhaltung der für die Sicherheit der Anlage erforderlichen Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) zu gewährleisten.

➤ **Verdichtung bestimmter Kabelkanäle**

Aufgrund der Hinzufügung von Kabeln in bestimmten Kabelkanälen infolge der Installation neuer Anlagen führt EDF bei Bedarf eine Erdbebenverstärkung der betroffenen Kabelkanäle durch, um dem durch diese Kabel verursachten zusätzlichen Gewicht Rechnung zu tragen (PNPE1191). Diese Verstärkung ist nicht auf eine Neubewertung des Erdbebenrisikos zurückzuführen.

➤ **Erdbebenereignis**

Aufgrund neuer Erkenntnisse über das mechanische Verhalten des Schornsteins des BAN auf der CPY-Ebene (Berechnungsmethode und Materialeigenschaften) stellt EDF fest, dass dieses Bauwerk erdbebensicher verstärkt werden muss, um zu verhindern, dass es im Falle eines Einsturzes die EIPS beschädigt (PNPE1323). Diese Verstärkung ist nicht auf die Neubewertung des Erdbebenrisikos zurückzuführen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

- Seismische Neubewertung gemäß RFS 2001-01

Das SMS-Spektrum für den ⁴. RP 900 von Tricastin wird durch das SMS-Spektrum von Tricastin abgedeckt, das bereits für den ³. RP 900 berücksichtigt wurde. Daher hat die Neubewertung des seismischen Niveaus von Tricastin keine Auswirkungen auf die Dimensionierung der Bauwerke und der Ausrüstung für den ⁴. RP 900.

Bislang wurden die seismologischen Parameter (Magnitude und Tiefe) des Erdbebens von Le Teil vom 11. November 2019 einer ersten Charakterisierung unterzogen und führen nicht zu einer Neubewertung des SMS des Standorts Tricastin.

- Charakterisierung der Verwerfungen rund um das Kernkraftwerk Tricastin und dazugehöriger Aktionsplan

Das Kernkraftwerk Tricastin liegt im Rhonetal. Die beiden Hauptverwerfungen in diesem Gebiet sind die Verwerfungen von Nîmes und der Cevennen.

Für die Verwerfung von Nîmes wurden vier neotektonische Indizien vorgeschlagen. Es handelt sich um die Indizien von Latour, La Graviouse, Cellier des Princes (Courthézon) und Sauveterre. Das Erdbeben vom 11. November 2019 in Le Teil ereignete sich an der Rouvière-Verwerfung (Oberflächenbruch auf einer Länge von etwa 4 km), die zum Verwerfungsbündel der Cevennen gehört, für das von Baize et al. (2002) kein neotektonischer Indikator berücksichtigt worden war. Die dem Standort Tricastin am nächsten gelegene kartierte Verwerfung der Cevennen ist die Verwerfung von St-Montan, 13 km vom Standort entfernt.

In der Nähe des Standorts Tricastin kam es im Laufe der historischen und instrumentellen Zeit zu mehreren Erdbebenschwämen: in den Jahren 1772–1773, 1933–1936 und zuletzt 2002–2003. Diese Seismizität, die sich über 5 km in Nord-Süd-Richtung erstreckt, unterstreicht das Vorhandensein des Normalverwerfungssystems von Clansayes.

Die Umsetzung eines schrittweisen Ansatzes zur Analyse der Verwerfungen und Deformationsindizes, der auf Literaturrecherchen, Untergrundgeophysik, Feldgeologie, morphostrukturellen und datierungsbezogenen Untersuchungen sowie Paläoseismologie basiert, wird es ermöglichen, diese Verwerfungen hinsichtlich ihrer Tiefengeometrie und des Alters der letzten Bewegung besser zu charakterisieren. Die Untersuchungsreihe beginnt auf der Grundlage der verfügbaren Daten und endet, sobald die Ergebnisse einer Studie Rückschlüsse auf die Aktivität der Verwerfung zulassen. Dieser von EDF vorgeschlagene Ansatz wird derzeit an sechs Pilotstandorten getestet (erste Phase 2020 abgeschlossen). Nach dem Erdbeben in Le Teil am 11. November 2019 wurde der Standort Tricastin im Rahmen des von EDF durchgeführten Programms zur Verbesserung der Kenntnisse über Verwerfungen rund um Kernkraftwerke priorisiert. In diesem Zusammenhang und mit dem Ziel, das Erdbebenrisiko besser einzuschätzen, wurde 2022 eine Bildgebung (Ultraschalluntersuchung) des Untergrunds durchgeführt, um die Verwerfungen und die verschiedenen geologischen Schichten zu untersuchen.

- Zusammenfassung des Wissensstands über standortspezifische Auswirkungen im Bereich des Kernkraftwerks Tricastin

Der Standort Tricastin weist die Besonderheit auf, dass er sich in einem Sedimentbecken befindet, das durch die mesozoische Rhône-Senke entstanden ist.

Die Sedimentfüllung dieses Paläotals besteht aus pleistozänen Mergeln, die von quartären Schwemmböden überlagert werden. Die genaue Beschaffenheit der unter den Mergeln liegenden känozoischen Böden ist kaum bekannt.

Die 2012 und 2013 durchgeführten Messungen des Hintergrundrauschens und des Netzwerk-Hintergrundrauschens zeigen einerseits ein sehr offenes Tal mit praktisch flachem Boden über eine große Tiefe (mehr als 400 m), was dem Standort Tricastin aus geologischer Sicht eine Homogenität verleiht.

Darüber hinaus zeigt das am Standort durchgeführte Cross-Hole-Bohrloch, dass die durchschnittliche Scherwellen-Geschwindigkeit V_s in den ersten 30 Metern unterhalb der Fundamenthöhe der Reaktorinseln über 400 m/s liegt. Das Geschwindigkeitsprofil zeigt einen gleichmäßigen Anstieg der Scherwellen-Geschwindigkeit mit zunehmender Tiefe, bis zu einem Wert von 800 m/s in 100 m Tiefe.

Die Analyse der Hintergrundgeräuschmessungen und der Netzwerk-Hintergrundgeräusche lässt einen Wert von $V_s = 1600$ m/s am Fuß der miozänen Aufschüttung vermuten. Der Kontrast zu den darunterliegenden Böden dürfte in großer Tiefe gering sein, was auf die Beschaffenheit des Substrats zurückzuführen ist, über das nur unvollständige Kenntnisse vorliegen.

EDF hat eine mehrdimensionale numerische Modellierung der Wellenausbreitung durchgeführt, die zu dem Schluss kommt, dass unter dem SMS in Höhe des Kernkraftwerks Tricastin kein besonderer Standorteffekt vorliegt.

EDF hat die Beschleunigungsmessung im Jahr 2016 durch einen Geschwindigkeitsmesser vor Ort und im Jahr 2018 durch einen Referenzgeschwindigkeitsmesser ergänzt. Die Analyse der aufgezeichneten Daten wird es ermöglichen, die numerischen Modellierungen zu vervollständigen.

Daher plant EDF keine weiteren ergänzenden Erkundungsprogramme zur Charakterisierung spezifischer Auswirkungen am Standort Tricastin.

❖ **Schlussfolgerung**

Die Gesamtheit der im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Analysen ermöglicht die Einhaltung der RFS 2001-01 und gewährleistet die Erdbebensicherheit des Kernkraftwerks Tricastin unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse in diesem Bereich. Die Analyse der seismologischen Parameter (Magnitude und Tiefe) des Erdbebens von Le Teil vom 11.11.2019 war Gegenstand einer ersten Charakterisierung und führt nicht zu einer Neubewertung des Erdbebensicherheitssystems (SMS) des Standorts Tricastin.

Bilanz zum Zustand des Reaktorblocks

Die Änderung PNPE1191 „Verstärkung der Verkabelungsachsen“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des Schornsteins des BAN bei SMS, Grand Vent und Tornade EF2“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens bis Ende 2025 umgesetzt.

2.2.1.6 Kollisionen und Laststürze

Allgemeiner Teil Lager

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Diese Ereignisse sind wie folgt definiert:

- „*Kollision*“: Aufprall der Last auf eine Anlage, eine Konstruktion oder ein Gebäude während ihrer Bewegung im Rahmen der Handhabung durch eine Maschine,
- „*Laststurz*“: Verlust der Fähigkeit, die Höhe der Last während ihres Transports entlang einer vertikalen Achse zu kontrollieren.

Die Berücksichtigung dieses Risikos basiert hauptsächlich auf folgendem Ansatz:

- die Ermittlung von Flurförderzeugen, die beim Umschlag der Last EIPS beschädigen könnten, sowie die Analyse der bestehenden materiellen oder organisatorischen Vorkehrungen an den betreffenden Flurförderzeugen, die es ermöglichen, das Risiko auszuschließen oder zu verhindern,
- die Identifizierung potenziell betroffener Ziele durch eine Kollision oder einen Laststurz während des Umschlags,
- die Funktionsanalyse des Ausfalls der identifizierten Ziele, um mögliche Auswirkungen auf die S i c h e r h e i t s anforderungen zu untersuchen. Gegebenenfalls kann eine radiologische Folgenanalyse in Betracht gezogen werden,
- und bei Bedarf können technische oder organisatorische Gegenmaßnahmen ergriffen werden (Risikoprävention oder Schutz des Ziels).

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die Zusammenfassung der durchgeführten Studien ist in den folgenden Tabellen dargestellt.

Kernkraftwerksblock des Typs CPY		
Gebäude	Art der Flugkörper	Zusammenfassungen der Studien
Reaktorgebäude (BR)	Polarkran	Unter Berücksichtigung der Zuverlässigkeitsstudien zur Haupthebevorrichtung der Polbrücke, der Funktionsanalysen an den von den 10-t- und 5-t-Hebezeugen überflogenen Zielpunkten sowie der für diese Hebevorrichtungen vorgesehenen besonderen Bestimmungen, insbesondere: • Verbot des Überflugs des Reaktortanks durch den 10-t-Kran, • Verbot des Betriebs der 5-Tonnen-Krananlage über dem Reaktorbehälter, ist das Risiko eines Lastabwurfs, das die Sicherheit des Reaktorblocks gefährden könnte, ausgeschlossen. Ebenso ist aufgrund der Konstruktion der Brücke (begrenzte Geschwindigkeiten der horizontalen Bewegungen, keine Gleichzeitigkeit von vertikalen und horizontalen Bewegungen) und der getroffenen organisatorischen Maßnahmen das Risiko einer Lastkollision, die die Sicherheit des Reaktorblocks gefährden könnte, ausgeschlossen. Was den Haupthub betrifft, so zeigen die durchgeführten Robustheitsstudien in Bezug auf das Herabfallen schwerer Lasten, dass keine inakzeptablen Folgen für die Anlage zu erwarten sind.
	Lademaschine	Im Normalbetrieb werden Präventionsmaßnahmen und aktive Vorrichtungen gegen die Gefahr des Lastabwurfs und von Kollisionen eingesetzt, um die Grenzen des Unfalls der ⁴ Kategorie „Unfall beim Umgang mit Brennelementen“ einzuhalten. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Lastabwurfs sind durch diesen Unfall der ⁴ Kategorie abgedeckt.
	Hebezeuge	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sind, zeigt, dass hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Sicherheitskriterien kein Risiko besteht.
Brennstoffgebäude (BK)	Hilfsbrücke	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen, die an den EIPS durchgeführt wurden, die potenziell von einer Kollision und einem Laststurz betroffen sind, stellen den Sicherheitsnachweis nicht in Frage.
	Schwerbrücke	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen an den EIPS, die potenziell von einer Kollision betroffen sind, sowie die Zuverlässigkeitsstudien im Zusammenhang mit der Untersuchung des Lastabwurfs stellen den Sicherheitsnachweis nicht in Frage.
	Laufsteg	Im Normalbetrieb werden die Präventionsmaßnahmen sowie die aktiven Ausrüstungen gegen das Risiko einer Kollision oder eines Lastabwurfs so ausgelegt, dass die Eintrittswahrscheinlichkeit unter der für den Unfall der ⁴ Kategorie „Unfall beim Umgang mit Brennstoff“ festgelegten Häufigkeit bleibt. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Lastabwurfs sind durch diesen Unfall der ⁴ Kategorie abgedeckt.
	Abseilgerät	Die möglichen Folgen eines Lastabwurfs werden durch den Unfall der ⁴ Kategorie „Unfall beim Umgang mit Brennelementen“ abgedeckt.
	Transfervorrichtung	Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Lastabwurfs sind durch den Unfall „Herabfallen von Brennstoff“ der 4.Kategorie „Unfall beim Umgang mit Brennstoff“.
	Hebezeuge	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sind, zeigt, dass hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Sicherheitskriterien kein Risiko besteht.

Kernkraftwerksblock CPY		
Gebäude	Anlagentyp	Zusammenfassungen der Studien
Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN)	Verschiedene Anlagen	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, zeigt, dass hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien kein Risiko besteht.
Peripheriegebäude (BW)	Verschiedene Anlagen	Die Funktionsanalyse des Ausfalls von EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sind, zeigt, dass unter Einhaltung organisatorischer Vorkehrungen kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien besteht.

Anmerkung: Im Elektroraum gibt es kein Paar aus „Fördermittel“ und „Sicherheitsziel im Bereich der Kollision oder des Herabfallens der Last“, daher ist dieser Raum nicht Gegenstand einer gesonderten Untersuchung.

Konventionelle Insel der CPY-Etage		
Gebäude	Art der Geräte	Zusammenfassung der Studien
Pumpstation / Einleitungsbauwerk / klassifizierte Stollen des SEC	Verschiedene Anlagen	Die Funktionsanalyse zeigt, dass bei Einhaltung organisatorischer Vorkehrungen kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien besteht.
Diesel-Schiff	Verschiedene Maschinen	Die Funktionsanalyse der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sind, zeigt, dass hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Kriterien kein Risiko besteht.

❖ Ergänzende Studien

Zuverlässigkeitsstudie für Hebezeuge:

Der Sicherheitsnachweis für Handhabungs- und Hebevorgänge basiert auf einem im Wesentlichen deterministischen Ansatz, der für jedes Hebezeug angewendet wird. Sie umfasst insbesondere eine Analyse von Unfällen beim Umgang mit Brennelementen (Unfall der Kategorie 4, der höchst unwahrscheinlich ist), die den hypothetischen Sturz eines Brennelementbündels im Lagerbecken des Reaktorgebäudes oder des Brennelementlagers (neue oder bestrahlte Brennelementbündel) oder auf der Ebene, auf der die neuen Brennelementbündel im Brennelementlager gelagert werden, berücksichtigt. Ergänzend dazu tragen Zuverlässigkeitsstudien dazu bei, die Auslegung bestimmter Transportvorrichtungen (Schwerlastkran BK, Polarkran BR...) zu rechtfertigen, angesichts des Risikos eines Lastabwurfs, der zu radioaktiven Freisetzungen oder zur Beschädigung von Sicherheitsausrüstung führen könnte.

Im Rahmen des ⁴. RP 900 wurden die Zuverlässigkeitsstudien wiederholt und belegen die Qualität der Auslegung, der Fertigung, der Betriebsprüfungen und des Betriebs der Polarkrananlage und der Schwerlastkrananlage.

Aufgrund der Ergebnisse kann das Risiko eines Lastabwurfs als vernachlässigbar angesehen werden.

Herabfallen einer Transportverpackung für Brennelemente in die Ladegrube des BK:

Es wurden Studien zur Untersuchung der Folgen eines solchen Szenarios durchgeführt. Ziel war es, die mechanische Integrität des Brennelement-Lagerbeckens und der wichtigsten Elemente der Verpackung zu überprüfen. Die Ergebnisse zeigen, dass diese weiterhin gewährleistet ist.

Längerer Verbleib einer mit abgebrannten Brennelementen beladenen Transportbehälter:

Ergänzend zu den im Rahmen des ³. RP 1300 angeforderten Studien und den nach dem Unfall von Fukushima durchgeführten zusätzlichen Sicherheitsbewertungen wurden Untersuchungen zu den Risiken eines solchen Szenarios beim Transport des Behälters zwischen der Beladungsgrube und der Vorbereitungsgrube durchgeführt. Diese Studien zeigen, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der Brennelemente bestehen.

Sturz einer „schweren“ Last im Reaktorgebäude (BR):

Die Polbrücke ist hinsichtlich des Risikos eines Laststurzes auf ein hohes Maß an Zuverlässigkeit ausgelegt. Darüber hinaus gewährleisten geeignete Verfahren und Betriebsvorschriften dieses hohe Maß an Zuverlässigkeit.

EDF hat jedoch eine Robustheitsstudie hinsichtlich der mechanischen und thermohydraulischen Folgen von Laststürzen durchgeführt, die als „Hüllfall“ eingestuft wurden (potenzieller Aufprall auf den Reaktorbehälter, beladener Kern) und über den Auslegungsbereich hinausgehen (Restrisiko).

Die mechanische Studie kommt zu dem Schluss, dass die Integrität der vom Fall betroffenen Komponenten erhalten bleibt. Die thermohydraulische Studie zeigt, dass die Kühlung des Reaktorkerns auch im ungünstigsten Fall eines Bruchs im Reaktordeckel infolge eines Sturzes der Raketenabwehrplatte während der Abschaltung des Reaktors aufrechterhalten bleibt.

❖ Schlussfolgerung

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen eine gute Widerstandsfähigkeit der CPY-Stufe gegenüber dieser Einwirkung. Tatsächlich:

- Sowohl technische als auch organisatorische Vorkehrungen tragen dazu bei, das Risiko einer Kollision oder eines Lastabwurfs in einer Reihe von Situationen zu vermeiden,
- sollte das Ereignis einer Kollision oder eines Lastabwurfs durch die vorhandenen aktiven Einrichtungen nicht verhindert werden können, zeigen Studien, dass die Folgen des Ereignisses durch diejenigen abgedeckt wären, der Studie zum Unfall beim Umgang mit Brennstoff abgedeckt wären, die die zulässigen Grenzwerte für Unfälle der Kategorie 4 einhalten,
- In der Analyse der Folgen der Einwirkung durch Kollision und Laststurz wird kein Bedienerhandeln berücksichtigt.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

2.2.1.7 Interne elektromagnetische Störungen (EMS)

Allgemeiner Teil Palier

❖ Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen

Elektromagnetische Störungen werden als „intern“ bezeichnet, wenn die elektromagnetischen Störungen innerhalb des INB-Geländes erzeugt werden. Die an einem Produktionsstandort zu berücksichtigenden Quellen elektromagnetischer Störungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit menschlichen oder industriellen Aktivitäten. Es besteht die Gefahr elektromagnetischer Störungen (EMS), wenn eine Anlage elektromagnetischen Störungen ausgesetzt ist, für die sie nicht ausgelegt ist. Die Folge einer elektromagnetischen Störung kann ein vorübergehender (z. B. fehlerhafte Informationen, flüchtige Störungen usw.) oder dauerhafter (z. B. Zerstörung von Bauteilen, Auslösen von Schutzvorrichtungen usw.) Ausfall des Geräts sein.

Allgemeine Entwicklungen in Bezug auf alle Arten von Störgrößen werden ebenfalls berücksichtigt. Der für bestehende Anlagen vorgeschlagene Ansatz bestand darin:

- Analyse der Betriebserfahrungen im Hinblick auf elektromagnetische Störungen, die an den Standorten des CPY-Stufenprojekts auftreten,
- die Konstruktions- und Installationsvorschriften für EIPS zu analysieren, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind, insbesondere diejenigen, die eine Verringerung der Kopplungsmodi zwischen den Anlagen ermöglichen „Störquellen“ und „empfindliche Objekte“,
- die von den Kernkraftwerken angewandten Betriebsvorschriften zu analysieren, um die Quellen elektromagnetischer Störungen, insbesondere solche, die durch menschliche Aktivitäten verursacht werden, zu begrenzen.

Bei neuen Anlagen stützte sich der Nachweis auf eine Analyse aller geltenden Anforderungen hinsichtlich Auslegung, Qualifizierung und Installation.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführte Analyse ermöglicht es, die Wirksamkeit der im CPY-Block angewandten Maßnahmen hinsichtlich des Risikos interner elektromagnetischer Störungen zu überprüfen. Sie kommt zu folgendem Ergebnis:

- keine Gleichtaktstörungen in den Systemen, die für die Rückführung und Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands erforderlich sind,
- keine Empfindlichkeit der elektrischen Informationsverarbeitungssysteme (EIPS) aufgrund der angewandten Konstruktions- und Installationsvorschriften (im Einklang mit ihrer elektromagnetischen Umgebung), wodurch eine angemessene physikalische und elektrische Trennung zwischen „störenden“ und „empfindlichen“ Anlagen gewährleistet,
- die Beherrschung der mit menschlichen Aktivitäten verbundenen Risiken durch die Anwendung einer internen Vorschrift, die die Nutzung drahtloser Telekommunikationsmittel innerhalb der Kernkraftwerke einschränkt.

Allgemeiner gesagt ermöglicht die Anwendung der Konstruktions- und Installationsvorschriften sowie der Anforderungen zur EMV-Validierung (Elektromagnetische Verträglichkeit) entsprechend den elektromagnetischen Umgebungen, sich vor den Risiken elektromagnetischer Störungen zu schützen und die Einhaltung der Sicherheitsanforderungen zu gewährleisten.

➤ Empfindlichkeit gegenüber der Verschärfung und der Bedienungsverzögerung (WENRA)

Diese aus den WENRA-Referenzwerten resultierenden Empfindlichkeiten (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf diese Störquelle:

- Es ist kein aktives Gerät am Schutz vor internen EMI beteiligt,
- es sind keine Bedienereingriffe zum Schutz vor internen elektromagnetischen Störungen erforderlich.

❖ Schlussfolgerung

Der Schutz vor elektromagnetischen Störungen der Geräte und Systeme, die für die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand erforderlich sind, basiert auf einer Reihe von konstruktiven Maßnahmen, die es ermöglichen:

- die elektromagnetischen Kopplungsmodi zwischen „störenden“ und „empfindlichen“ Geräten zu reduzieren,
- den Einfluss von leitungsgebundenen und abgestrahlten elektromagnetischen Störquellen auf die EIPS, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind, zu begrenzen.

Die Auswertung der bestehenden konstruktiven und organisatorischen Maßnahmen sowie der Betriebserfahrungen (REX) ermöglicht es, die Robustheit der Anlagen der CPY-Stufe gegenüber den betrachteten elektromagnetischen Störungen sicherzustellen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin.

2.2.1.8 Große Heißbereiche

Allgemeiner Teil Palier

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF verpflichtet, die Schutzanforderungen in Bezug auf „Hitzewellen“ für die CPY-Stufe, unter besonderer Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung und der Erfahrungen aus der laufenden Umsetzung der Änderungen auf der Grundlage der geltenden Anforderungen für das 3. RP 900.

Die Schutzanforderungen hinsichtlich der „Grands Chauds“ für die CPY-Stufe wurden nach den Hitzewellen der Sommer 2003 und 2006 erarbeitet. Die Studien zielen darauf ab, den Schutz nachzuweisen für maximale Dauertemperaturen von Luft und Wasser, die gegenüber den für die ursprüngliche Auslegung der Anlage verwendeten Werten neu bewertet wurden (Neudimensionierung), sowie für vorübergehende Situationen, in denen diese Temperaturen überschritten werden (Hitzewelle):

- der gesamten EIPS im Normalbetrieb,
- der Ausrüstung, die einerseits erforderlich ist, um den Reaktorblock in einen sicheren Abschaltzustand zu bringen und dort zu halten, und andererseits, um die radiologischen Folgen in den anderen Situationen des Anwendungsbereichs der

Im Rahmen des 4. RP 900 sind die von EDF angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit in Bezug auf „Grands Chauds“ folgende:

- die Analyse der neuesten klimatischen Beobachtungsdaten im Hinblick auf die in den Studien zugrunde gelegten Temperaturwerte,
- die Einbeziehung der Erfahrungen aus der Prüfung des Änderungsantrags „Grands Chauds“, der für die CPY-Generationsstufe durchgeführt wurde.

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF zudem sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den thermischen Studien zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (siehe [Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4](#)). Die allgemeinen Entwicklungen hinsichtlich aller Belastungen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ Vorgehensweise

➤ Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung

Die zweite von EDF im Jahr 2013 durchgeführte Klimabeobachtung zur Einleitung der Studien im Rahmen der Überprüfung kommt zu dem Schluss, dass die Neubewertungen der Luft- und Wassertemperaturen unter Berücksichtigung methodischer Entwicklungen und der Ergebnisse der Klimabeobachtung für den Zeitraum 2009–2012 die im Referenzsystem „Grands Chauds“ in Frage stellen. Die jüngsten Hitzewellen, insbesondere im Sommer 2019, waren Gegenstand einer Analyse der Auswirkungen auf die zugrunde gelegten Lufttemperaturen. Die ermittelten notwendigen Anpassungen werden in die Aktualisierung des Referenzrahmens „Grands Chauds“ einfließen.

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 · RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-A] wird EDF in seinem Referenzsystem „Grands Chauds“ die mit der Hitzewelle verbundenen Extremtemperaturen TE und Tmin³ berücksichtigen, die unter Berücksichtigung folgender Kriterien definiert wurden:

- eine jährliche Überschreitungshäufigkeit von höchstens ¹⁰⁻² (Obergrenze des 70-prozentigen Konfidenzintervalls), wobei die klimatische Entwicklung bis zur nächsten periodischen Überprüfung berücksichtigt wird. Diese klimatische Entwicklung berücksichtigt die Klimatrends, die für eine für den betreffenden Standort relevante Region gelten;
- die Rahmenwerte der für den Standort relevanten Erfahrungswerte.

➤ **Vorgehensweise zur Überprüfung der Anforderungen**

Die Untersuchungen zum Bereich „Luft“ umfassen:

- die Raumbedingungen in den Räumlichkeiten durch Berechnungen unter Berücksichtigung der im 4 · RP 900 neu bewerteten Außentemperatur zu ermitteln,
- Vergleich der ermittelten Temperaturen mit den maximal zulässigen Temperaturen der einzelnen EIPS,
- die gemessenen Temperaturen mit den maximal zulässigen Temperaturen der Komponenten der Lüftungs- und Kaltwassersysteme abgleichen, die in den thermischen Studien berücksichtigt wurden thermischen Anlagen,
- die erforderlichen Maßnahmen festzulegen, um die von Grands Chauds geforderten Funktionen sicherzustellen, falls die erreichte Temperatur zu hoch ist.

Im speziellen Fall von Anlagen, die im Freien oder in direktem Kontakt mit der Außenluft installiert sind, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit den Außenlufttemperaturen zu vergleichen, wobei gegebenenfalls der Einfluss der Sonneneinstrahlung zu berücksichtigen ist.

Ergänzend dazu wird EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 · RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-B] bis spätestens 31. Dezember 2023 die Verfügbarkeit der für die Bewältigung von Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (externe Stromversorgung und Hauptnotstromaggregate) nachweisen, die einen Reaktor betreffen, sowie derjenigen, die alle Reaktoren eines Standorts betreffen, und zwar für die „Langzeit“-Außentemperatur (TLD) gemäß seinem Referenzsystem „Grands Chauds“. EDF wird die gegebenenfalls erforderlichen Änderungen spätestens 5 Jahre nach Einreichung des RCR umsetzen.

Die Studien zum Bereich „Wasser“ bestehen darin, alle Anforderungen im Zusammenhang mit der Kaltwasserquelle erneut zu prüfen und anschließend die für die Kühlkette RRI/SEC nachteiligen Fälle zu identifizieren und zu verifizieren.

Für jedes Untersuchungsszenario ermöglicht eine Kopplung zwischen der vom Zwischenkühlsystem (RRI) abgegebenen Leistung, den Temperaturen des Not-Rohwassersystems (SEC) und der RRI/SEC-Wärmeübertragungsfläche die Festlegung eines Kriteriums für den einzuhaltenden Mindestwert des RRI/SEC-Wärmeübertragungskoeffizienten. Da die Kühlkette in der Lage sein muss, die Leistung unter Einhaltung der zulässigen RRI-Temperaturen abzuführen, und sich dieser Wärmeübergangskoeffizient mit der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher verschlechtert, ergibt sich daraus ein Kriterium für die maximale Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher.

Die Einhaltung dieser zulässigen maximalen Verschmutzungsbereiche ermöglicht den normalen Leistungsbetrieb der Blöcke bei hohen Temperaturen der Kaltquelle.

Die Neubewertung der maximalen Kältetemperaturen hat EDF dazu veranlasst, neue zulässige RRI-Höchsttemperaturen am Ausgang der RRI/SEC-Wärmetauscher festzulegen. Daher wurde die Kapazität überprüft

³ TE steht für „außergewöhnliche Temperatur“; dies ist die maximale Lufttemperatur, die bei einer Hitzewelle berücksichtigt wird. Tmin ist die tägliche Mindestlufttemperatur, die bei einer Hitzewelle berücksichtigt wird.

Die RRI-Anlagensysteme müssen ihre Funktion mit diesen neuen maximalen Kühltemperaturen (Entkopplungswerte) für Normal- und Störfallkonfigurationen gewährleisten.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, den Sicherheitsnachweis in folgenden Bereichen zu stärken:

- die Modellierung der Räume,
- die Berücksichtigung der erforderlichen Mindestleistungen der Lüftungsanlagen,
- die Verlängerung der Unfallszenarien über 24 Stunden hinaus auf bis zu 10 Tage.

Die Weiterentwicklung der Untersuchungsannahmen im Rahmen des Projekts „Grands Chauds“ hat dazu geführt, dass die thermischen Untersuchungen für den Bereich „Luft“ und den Bereich „Wasser“ neu aufgerollt wurden.

Für den Bereich Luft konnten anhand der „Grands Chauds“-Studien zum Kernkraftwerksblock des Palier CPY Überschreitungen der Temperaturbeständigkeit bei den Motoren der LHP/Q-Luftkühler im Dieselgebäude, bei den durch das DVL-MT/BT-System belüfteten Anlagen im Elektrikgebäude sowie in den Räumen der DEG-Kühlaggregate im Verbindungsgebäude BW festgestellt werden. Diese Überschreitungen führten zur Umsetzung von drei technischen Änderungen:

- PNRL1823 „Austausch der Motoren der LHP/Q-Kühlaggregate“: Die Motoren der LHP/Q-Kühlaggregate werden durch Geräte ersetzt, die für die , die bei einer Hitzewelle auf der Terrasse des Dieselgebäudes erreicht werden,
- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung der DVL-MT/BT-Räume“: Das DVL-MT/BT-Lüftungssystem wird modifiziert, um seine Klimatisierungsleistung zu erhöhen und so die Einhaltung der für die MT/BT- und Schaltanlagenräume erforderlichen Temperaturkriterien für die Betriebsbereitschaft der Geräte,
- PNPE1069 „DVN: Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate“: In den DEG-Räumen wird ein Lufterhitzer installiert, um bei großer Hitze den ordnungsgemäßen Betrieb der Kühlaggregate im Falle von „Grands Chauds“ zu gewährleisten.

Die erforderlichen Leistungswerte der Lüftungssysteme wurden auf der Grundlage von Studien festgelegt, die erhebliche konservative Annahmen und Entkopplungsannahmen hinsichtlich der Ergebnisse zur Raumklimatisierung enthielten.

Im Anschluss an die Arbeitsgruppe „Belastungen“ und die Bilanz des 4. RP 900 hat EDF die Zuverlässigkeit der Studien zu „Grands Chauds“, die der ASN im Dezember 2022 übermittelt wurden, konsolidiert, indem nachgewiesen wurde, dass zwischen den Umgebungstemperaturen in den Räumen und den Betriebstemperaturen der Anlagen ein ausreichender Spielraum besteht, um die Unsicherheiten abzudecken, die mit der Modellierung der thermisch-lufttechnischen Phänomene in den Räumen verbunden sind. Diese Studien führten zur Ermittlung zusätzlicher Änderungen, die im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Anlagenstufe umgesetzt werden.

Für den Bereich „Luft“ werden die Ergebnisse der thermischen Studien „Grands Chauds“ zum konventionellen Block der CPY-Generation im Abschnitt über standortspezifische Besonderheiten vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Für den Bereich „Wasser“ zeigt die für die RRI/SEC-Wärmetauscher durchgeführte Analyse, dass die Einhaltung der maximal zulässigen Verschmutzungsbereiche den normalen Leistungsbetrieb der Blöcke bei hohen Temperaturen der Kaltwasserquelle ermöglicht.

Die Definition neuer Lastfälle im Rahmen des 4. RP 900 führte zur Änderung der Parameter in der Software SAPA (Station d'Accueil des Petites Applications) zur automatischen Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher (PNRL1835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher“).

➤ **Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA)**

Für jedes der Szenarien besteht das Ziel darin, die Rückfallkapazität und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks in einer Hitzewelle mit erschwerendem Faktor zu überprüfen.

Was die Pumpstation betrifft, so würde die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer aktiven Anlage, die zur Bewältigung der Hitzewelle erforderlich ist, höchstens zum Ausfall der Kühlquelle eines Reaktorblocks führen. Da unter diesen Bedingungen eine Nachspeisung des ASG durch das SER mittels Schwerkraft möglich ist, ist die Fähigkeit zur Rückführung und Aufrechterhaltung eines sicheren Betriebszustands des Reaktorblocks gewährleistet, und die Situation wird daher als akzeptabel eingestuft.

Die aktiven Anlagen, die im Hinblick auf die „Grands Chauds“ erforderlich sind, sind die Lüftungssysteme und ihre unterstützenden Funktionen. Für Anlagen, die im Normalbetrieb in Betrieb sind und keine Betriebsunterbrechung erfahren (Betriebskontinuität), kann die Anwendung eines erschwerenden Faktors auf diese Anlagen ausgeschlossen werden. Für Anlagen, bei denen die Betriebskontinuität nicht bewertet werden kann, belegen die durchgeführten Studien die gute Robustheit der Anlagen gegenüber den thermischen Umgebungsbedingungen. Es sind keine zusätzlichen Maßnahmen erforderlich.

Die thermischen Studien ergeben keinen Handlungsbedarf seitens des Bedienpersonals zum Schutz der Anlagen bei Hitzewellen.

❖ **Schlussfolgerung**

Die für das 4. RP 900 gewählten Leitlinien haben es ermöglicht, den Nachweis der Robustheit der Blöcke in den „Grands Chauds“ zu untermauern, insbesondere in Bezug auf folgende Aspekte:

- die Stör- und Unfallszenarien mit einer Dauer von 24 Stunden bis zu 10 Tagen,
- die Berücksichtigung der Mindestleistung der Lüftungsanlagen in den Studien,
- die Überprüfung des korrekten Verhaltens der Anlagen im Hinblick auf die WENRA-Empfehlungen bezüglich der erschwerenden Faktoren und der Reaktionszeiten des Betreibers.

Auf dieser Grundlage konnten durch die Studien in Grands Chauds die notwendigen Änderungen ermittelt werden, um die mit dieser Beanspruchung verbundenen Anforderungen zu erfüllen; diese werden im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt.

Es wurden zudem ergänzende Studien durchgeführt, die es ermöglichten, ausreichende Sicherheitsmargen zur Abdeckung der Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Modellierung der thermisch-lufttechnischen Phänomene in den Räumen nachzuweisen.

Auf der Grundlage dieser ergänzenden Studien hat EDF weiteren Änderungsbedarf ermittelt, um den Anforderungen im Zusammenhang mit dieser Beanspruchung gerecht zu werden; diese Änderungen werden im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generatorstufe umgesetzt.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

- Kernkraftwerksbereich (Luft- und Wasserbereich)

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten gegenüber dem Zustand „Palier“ auf.

- Konventioneller Bereich (Luft- und Wasserbereich)

Für den Bereich „Luft“ zeigen die Ergebnisse der thermischen Studien „Grands Chauds“ des konventionellen Teils des Kernkraftwerks Tricastin keine Überschreitungen für die in den Räumlichkeiten der Pumpstation, im Maschinenraum und in den SEC-Galerien vorhandenen Anlagen.

Was den Bereich „Wasser“ betrifft, weist Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin keine Besonderheiten im Hinblick auf den Palier-Zustand auf.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Änderungen:

- PNRL1823 „Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ“,
 - PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung des DVL MT-BT“,
 - PNPE1069 „DVN: Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate“,
 - PNRL1835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher“
- wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

2.2.1.9 Extreme Kälte

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Die Anforderungen an den Schutz vor „extremer Kälte“, die für alle in Betrieb befindlichen Blöcke gelten, wurden auf der Grundlage der Erfahrungen aus den kältesten Wintern (insbesondere 1984–1985 und 1986–1987) erarbeitet und im Rahmen der zweiten periodischen Überprüfungen auf die CPY-Blöcke angewendet.

Der Schutz ist somit gewährleistet:

- für alle EIPS unter Kältebedingungen, die der Auslegungskälte der Stufe entsprechen,
- über die Auslegungskälte hinaus für die EIPS, die einerseits zum Herunterfahren und zur Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Blocks und andererseits zur Begrenzung der radiologischen Folgen erforderlich sind (für alle Situationen des Auslegungsbereichs).

Da das Referenzsystem anlässlich der 2. periodischen Überprüfung 900 geprüft wurde, war es nicht Gegenstand einer Neubewertung anlässlich der 3. periodischen Überprüfung 900.

Im Rahmen des ^{4.} RP 900 überprüft EDF das Referenzsystem „*Extreme Kälte*“ unter besonderer Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung sowie der Entwicklungen im allgemeinen Konzept zum Schutz vor schädlichen Einflüssen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1):

- Angesichts der vom Zwischenstaatlichen Ausschuss für Klimawandel (IPCC) beobachteten und bestätigten Trends hat EDF beschlossen, die im ^{2.} und ^{3.} RP 900 festgelegten Temperaturwerte beizubehalten. Aus diesen internationalen Berichten geht nämlich ein Trend zu einer Abnahme der Anzahl kalter Nächte und Tage hervor,
- die von EDF angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit für das Referenzszenario „*Extreme Kälte*“ beziehen sich auf die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte (erschwerende Faktoren und Verzögerungen durch das Bedienpersonal) (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF zudem sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den thermischen Studien zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4).

Die im Rahmen der Studien zu extremer Kälte angewandte Methodik besteht darin:

- die resultierenden Raumtemperaturen in den Räumen oder Gruppen von Räumen (thermische Zonen) mittels Berechnungsmodellen zu ermitteln, wobei ein Paar [Außentemperatur; Wind] angenommen wird, wie im Referenzsystem definiert ist,
- die gemessenen Raumtemperaturen mit den zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS vergleichen, die zur Erfüllung der erforderlichen Sicherheitsfunktionen bei extremer Kälte notwendig sind (einschließlich der beheizten Lüftungssysteme) und in diesen Räumen (oder thermischen Zonen) vorhanden sind,
- die erforderlichen Maßnahmen zu ergreifen, um die Verfügbarkeit oder den Schutz der bei extremer Kälte erforderlichen EIPS zu gewährleisten, falls die erreichte Umgebungstemperatur zu niedrig ist.

Im speziellen Fall von EIPS mit geringer thermischer Trägheit (ohne Schutz wie z. B. Wärmedämmung), die im Freien oder in direktem Kontakt mit der Außenluft installiert sind, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit sehr kurzzeitigen niedrigen Temperaturen zu vergleichen.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die im Rahmen des ^{4.} RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, die Sicherheit hinsichtlich des Risikos extremer Kälte zu begründen und zu stärken, insbesondere in Bezug auf folgende Aspekte:

- Neubewertung der Wärmezufuhr und Aktualisierung der thermischen Studien unter Berücksichtigung der im Laufe der regelmäßigen Überprüfungen eingetretenen Änderungen an der Anlage,
- Berücksichtigung der Entwicklungen im allgemeinen Konzept zum Schutz vor schädlichen Einflüssen:
 - Aktualisierung der Liste der bei extremer Kälte zu schützenden EIPS,
 - Verwendung der durch die regelmäßigen Prüfungen garantierten Durchflusswerte für die Lüftung (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4),
 - Einsatz einer neuen Berechnungssoftware, die eine genauere Modellierung der physikalischen Effekte ermöglicht,
 - neue Zoneneinteilung mit einer feineren Gruppierung der Räume,
 - Anwendung der WENRA-Referenzwerte (Verschärfungsfaktor und Bedienerfehler) (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

EDF hat überprüft, dass die im Rahmen des Schutzes vor extremer Kälte während des³ RP 900 gewählten Studienannahmen weder durch die Erfahrungswerte (sowohl hinsichtlich der kürzlich gemessenen Temperaturen als auch hinsichtlich des gleichzeitigen Auftretens von Kälte und Wind) noch durch die Analyse der Erfahrungswerte des Winters 2012 in Frage gestellt werden.

Die Studien zur extremen Kälte im Kernkraftwerksblock der CPY-Stufe, einschließlich thermischer Studien und Funktionsanalysen, haben gezeigt, dass in bestimmten Räumen des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen, die über das DVN-System belüftet werden, zu niedrige Temperaturen herrschen. Dies führt dazu, dass die Sollwert-Einstellung bestimmter Lufterhitzer des DVN-Systems (PNRL1955) angepasst und die Sonderbetriebsvorschrift (RPC) für extreme Kälte aktualisiert werden muss.

Die Ergebnisse der thermischen Studien für extreme Kälte im konventionellen Block mit den Funktionsanalysen und den sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über standortspezifische Besonderheiten dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➤ **Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA)**

Für jedes der Szenarien besteht das Ziel darin, die Rückfallfähigkeit und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks in einer Situation mit kumuliertem „Grand Froid“-Ereignis und erschwerendem Faktor zu überprüfen.

Was die Pumpstation betrifft, so würde die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer aktiven Anlage, die zur Bewältigung extremer Kälte erforderlich ist, höchstens zum Ausfall der Kältequelle in einem Reaktorblock führen. Da unter diesen Umständen eine Nachspeisung des ASG durch das SER mittels Schwerkraft möglich ist, ist die Fähigkeit zur Rückführung und Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktorblocks gewährleistet, und die Situation wird daher als akzeptabel eingestuft.

Die aktiven Anlagen, die im Hinblick auf die extreme Kälte erforderlich sind, sind die Lüftungssysteme und bestimmte elektrische Begleitheizungen sowie deren unterstützende Funktionen. Für Anlagen, die im Normalbetrieb in Betrieb sind und keine Betriebsunterbrechung erfahren (Betriebskontinuität), kann die Anwendung eines erschwerenden Faktors auf diese Anlagen ausgeschlossen werden. Für Anlagen, bei denen die Betriebskontinuität nicht bewertet werden kann, belegen die durchgeführten Studien die gute Robustheit der Anlagen. Es sind keine Maßnahmen hinsichtlich der thermischen Umgebung erforderlich.

❖ **Schlussfolgerung**

EDF hat die in den Sicherheitsstudien für die Einwirkungsart „*Extreme Kälte*“ im Rahmen des 4. RP 900 zu berücksichtigenden Temperaturen überprüft.

Methodische Weiterentwicklungen und die Aktualisierung bestimmter Studienannahmen haben dazu geführt, dass Änderungen an den Anlagen oder deren Betrieb erforderlich sind, um die zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS einzuhalten.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Für den konventionellen Block zeigen die Ergebnisse der thermischen Studien zur „Grand Froid“-Situation und der Funktionsanalysen des Standorts Tricastin Risiken der Nichteinhaltung der Halte-Temperaturen der Ausrüstung in den Räumen der SEC-Motoren, der CRF-Pumpen, der CSI-Ventile, der Staukammer-Lagerräume, in den SEC-Stollen, in den Stollen unter dem Maschinenraum, in denen sich die Rohrleitungen für die Schwerkraftnachspeisung des ASG-Behälters durch SER befinden, sowie im Maschinenraum.

Diese Risiken einer Nichteinhaltung werden bereits in Phase A durch eine Änderung der Sonderbetriebsvorschrift (RPC) für extreme Kälte behandelt, die insbesondere darin besteht, die SEC-Rohrleitungen in der Vorwarnphase für extreme Kälte durch den Dauerbetrieb von mindestens einer SEC-Pumpe pro Leitung zu schützen (die Wasserzirkulation in den Rohrleitungen verhindert das Einfrieren).

In Phase B werden diese Risiken der Nichteinhaltung durch eine materielle Änderung der Wärmedämmung der Rohrleitungen sowie durch die Begleitheizung dieser Rohrleitungen (PNPP1722) behandelt.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die aus den Studien zur extremen Kälte resultierenden konzeptionellen Änderungen wurden in der Betriebsdokumentation berücksichtigt.

Die Änderung PNRL1955 „Erhöhung der DVN-Schwellenwerte (allgemeine Belüftung des Gebäudes der nuklearen Hilfsanlagen)“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin durch eine interne Vorschrift vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt. Die Änderung PNPP1722

„Begleitheizung und Wärmedämmung der ASG-Versorgung durch SER“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

2.2.1.10 Einwirkungen der Kaltquelle

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Im Rahmen des 4. RP 900 besteht das von EDF angestrebte Ziel zur Verbesserung der Sicherheit bei spezifischen Beanspruchungen der Kaltwasserquelle darin, die Robustheit der Anlagen gegenüber diesen Beanspruchungen oder Phänomenen durch die Umsetzung der Sicherheitsanforderungen für die Pumpstationen zu überprüfen.

Die Beanspruchungen „*Frasil*“ und „*Vereisung*“, „*Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)*“ und „*Eintreffen von Kohlenwasserstoffschichten*“ wurden bereits ab dem 3. RP 900 ausdrücklich bei der Auslegung und/oder Überprüfung des Schutzes der Blöcke berücksichtigt.

Nach den einschneidenden Ereignissen im Jahr 2009 (Verstopfung der vorderen Gitter in Chooz durch aktives Frasil, verschiedene Vorfälle von Verstopfungen durch Pflanzenreste in Blayais und Cruas) hat EDF die Sicherheitsanforderungen für die Systeme der Pumpstation weiterentwickelt, um:

- das System der „*Rohwasser-Vorfiltration*“ als Unterstützung für die Sicherheitsfunktion „*Rohwasserfiltration*“ zu integrieren,
- alle externen Einflüsse oder für die Kaltwasserquelle spezifischen Phänomene zu berücksichtigen (einschließlich massiver Eintrag von Verstopfungsmaterial (AMC) sowie Versandung/Verschlämmung),
- plausible Kumulierungen oder Kombinationen dieser Einflüsse oder Phänomene zu berücksichtigen.

Diese Aspekte waren Gegenstand einer Untersuchung im Rahmen des Themas „*Anfälligkeit von Kaltquellen gegenüber externen Einwirkungen*“ der Arbeitsgruppe REX 2009–2011.

Das für den Schutz vor spezifischen Einwirkungen auf die Kaltwasserquelle im Rahmen des 4. RP 900 geltende Sicherheitsanforderungsreferenzsystem berücksichtigt diese verschiedenen Untersuchungen, insbesondere in folgenden Punkten:

- Verbesserung der Charakterisierung des Vereisungsphänomens und der Berücksichtigung der Kumulierung von „*extremer Kälte*“ und „*Niedrigwasser*“ durch die Entwicklung der Methodik „*Vereisung*“,
- Berücksichtigung der Kumulierung von „*Frasil + winterlicher Niedrigwasserstand*“,
- Änderung des Schutzprinzips gegen Frasil bei gekühlten Blöcken im offenen Kreislauf.

❖ Zusammenfassung der Studien

➤ Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES), Frasil, massiver Zulauf von Sedimenten (AMC), Zulauf einer Ölschicht, Versandung/Verlandung:

Die Ergebnisse dieser Studien und die daraus resultierenden Änderungen werden im Abschnitt zu den spezifischen Merkmalen der jeweiligen Anlagestufe vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

➤ Eisbildung

Die Studien zeigen, dass die 900-Standorte der CPY-Stufe in ihrem derzeitigen Zustand robust sind. Für den 4. RP 900 sind daher keine zusätzlichen Änderungen erforderlich.

➤ Verschärfungsfaktor und Empfindlichkeit gegenüber Betreiberverzögerungen (WENRA)

Die Sensitivitätsstudien hinsichtlich eines Verschärfungsfaktors oder längerer Bedienerverzögerungen zeigen, dass:

- die Anwendung eines Verschärfungsfaktors gemäß den für Belastungsstudien festgelegten allgemeinen Regeln keine Auswirkungen auf die für die Kaltquelle spezifischen Belastungen hat,
- die Berücksichtigung einer Bedienungsverzögerung von 35 Minuten für Maßnahmen vor Ort stellt die Schlussfolgerungen der Robustheitsanalysen der Pumpstationen gegenüber den spezifischen Beanspruchungen der

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

- Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)

Der PBES-Pegel des Kernkraftwerks Tricastin wurde neu bewertet. Die Überprüfung der Versorgung der Sicherheitspumpen unter Verwendung der neuen PBES-Werte kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen ohne zusätzliche Änderungen ausreichend sind.

Der Schutz der Reaktorblöcke vor außergewöhnlich niedrigen Wasserständen beruht auf dem Vorhandensein eines Sicherheitsschwellenwerts im Donzère-Mondragon-Kanal, der es ermöglicht, einen Mindestwasserstand am Standort aufrechtzuerhalten.

- Frasil

EDF setzt im Kernkraftwerk Tricastin die Änderung PNPP1723 „Parade Frasil“ im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung 900 um, um die Sicherheit bei der Berücksichtigung des Frasil-Ereignisses zu verbessern, in Anlehnung an das Referenzsystem für Pumpstationen.

- Massiver Eintrag von Ablagerungsmaterial (AMC)

Das Kernkraftwerk Tricastin ist anfällig für den AMC-Angriff. Die Studien kommen zu dem Schluss, dass das Kernkraftwerk Tricastin robust ist, sofern die bestehenden Vorkehrungen genutzt werden, die auf folgenden Punkten beruhen:

- die Filtervorrichtungen (Vorfiltergitter und Kettenfilter),
- die Funktionsfähigkeit der Niederdruckreinigung und die langsame Drehung der Kettenfilter, wodurch die auf den Filterplatten angesammelten Rückstände abgelöst und entfernt werden können,

- die Sensoren zur Messung des Druckverlusts der Kettenfilter in Verbindung mit einer Automatik, die bei Feststellung eines hohen Druckverlusts an den Feinfiltern den Übergang zu hoher Drehzahl ermöglicht,
- die Temperaturmessungen hinter dem SEC/RRI-Wärmetauscher, die es ermöglichen, den Bediener zu alarmieren, der dann im Kontrollraum die Umschaltung des SEC/RRI-Kanals vornimmt, falls die SEC-Vorfiltergitter massiv verstopft sind.

Für das Kernkraftwerk Tricastin zeigt die Anwendung der Methodik, dass der Standort dank der Umsetzung der Modifikation „Modernisierung der Druckverlustmessketten der SEC-Kettenfilter“ robust ist. Diese besteht darin, die Druckverlustsensoren der SEC-Kettenfilter zu modernisieren und eine Füllstandsmessung hinter jedem SEC-Kettenfilter zu installieren (PNPP1791).

- Eintreffen einer Ölteppich

Das Kernkraftwerk Tricastin gilt als anfällig für die Einwirkung von „Kohlenwasserstoffen“, da die Wahrscheinlichkeit besteht, dass sich eine Kohlenwasserstoffschicht vor der Pumpstation bildet.

Studien zur Analyse der Fähigkeit der Systeme der Pumpstation, dem Eintreffen einer Ölteppichfront standzuhalten, kommen zu dem Schluss, dass der Standort Tricastin robust ist.

Der Schutz der Reaktorblöcke am Standort Tricastin vor Kohlenwasserstoffen wird gewährleistet durch:

- Vereinbarungen mit den Behörden, die es dem Kernkraftwerk ermöglichen, so früh wie möglich über das Vorhandensein einer Kohlenwasserstoffschicht informiert und über deren Entwicklung auf dem Laufenden gehalten zu werden,
- spezifischer Betriebsanweisungen, die die je nach Alarmstufe zu ergreifenden Maßnahmen festlegen, bis hin zur vorsorglichen Abschaltung der Blöcke.

- Verschlammung

Die Wasserentnahme des Kernkraftwerks Tricastin erfolgt über einen Zuführkanal, der die Pumpstationen der vier Blöcke versorgt. Da dieser Zuführkanal direkt mit der Rhône verbunden ist, ist der Standort anfällig für Verschlammung/Verlandung.

Für den Zuführungskanal beruht die Risikokontrolle hinsichtlich des Phänomens der Versandung/Verschlammung auf der Durchführung regelmäßiger bathymetrischer Überwachungen, der Einhaltung von Ausbaggerungskriterien und der Durchführung von Ausbaggerungsmaßnahmen, sobald diese Kriterien erreicht sind.

Für die übrigen Bauwerke der Pumpstation gewährleisten der REX des Standorts und die Einführung geeigneter organisatorischer Maßnahmen (Bathymetrie, Inspektion, Reinigung usw.), die auf dem am Standort umgesetzten Basisprogramm für vorbeugende Instandhaltung (PBMP) und auf standortspezifischen Instandhaltungsplänen basieren, die Robustheit der Bauwerke gegenüber dem Phänomen der Versandung/Verschlammung.

Für das Kernkraftwerk Tricastin zeigt die Umsetzung der Methodik, dass der Standort nach der Umsetzung der Anlagenänderung „Einbau einer Pegelmessung hinter der Filteranlage“ („Renovierung der Druckverlustsensoren der SEC-Kettenfilter in Tricastin und Einbau einer Pegelmessung hinter der Filteranlage“ (PNPP1791)) robust ist. Tatsächlich gewährleistet das Abschalten der Förderpumpen bei Erreichen eines niedrigen Pegels, dass kein reißender Durchfluss auftritt. Das Abschalten der Förderpumpen erfolgt schrittweise in Abhängigkeit vom Pegel im Zuführkanal.

❖ Fazit

Die wichtigsten Änderungen gegenüber dem Sicherheitsreferenzsystem der Pumpstation werden im Rahmen des 4·RP 900 umgesetzt.

All diese Maßnahmen sowie die Aktualisierung der Studien zur Pumpstation unter Einbeziehung der seit 2012 ergangenen Anweisungen ermöglichen es, den Schutz der Kaltwasserquellen der Anlage vor Angriffen oder Phänomenen wie PBES, Frasil, Vereisung, AMC, Kohlenwasserstoffen und Versandung/Verschlämmung nachzuweisen.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP1791 „Renovierung der Druckabfall-Kettenfilter-Sensoren SEC in Tricastin und Installation einer Messung des Füllstands hinter der Filterung“ wurde am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1723 „Einrichtung einer Winterrückführung für nicht robuste Standorte in Frasil-Situationen“, die darin besteht, das Warmwasser aus den SEC-Ableitungen der Blöcke 3 und 4 vor die SEC-Vorfiltergitter der vier Blöcke zu leiten, wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens bis Ende 2024 vorgesehen ist.

2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind verursachte herumfliegende Gegenstände

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Ziel für den 4·RP 900 ist es, die zu berücksichtigende Windstärke neu zu bewerten, wobei die 2009 geänderten Regeln „Neige et Vent 65“ zu befolgen sind. Die Untersuchung dieses Themas im Rahmen des 3·RP 1300 führt zudem dazu, nach möglichen lokalen Schwachstellen an den Bauwerken zu suchen, die den Schutz der im Inneren der Gebäude befindlichen Ausrüstung gefährden könnten (d. h. Ziele im Inneren der Gebäude hinter Schwachstellen wie Türen und Durchbrüchen zu berücksichtigen).

❖ Zusammenfassung der Studien

Was die Neubewertung der Windstärken betrifft, so haben die durchgeführten Studien gezeigt, dass die Aktualisierung der Schnee- und Windvorschriften nicht zu einer Erhöhung der Windstärken geführt hat. Die Robustheit der Ziele gegenüber den aktualisierten Windstärken ist daher gerechtfertigt.

Für den Kernkraftwerksblock zeigen die Studien zu den durch starke Winde erzeugten Projektilen (PGGV) im Zustand des 4·RP 900, dass die Anlagen ohne zusätzliche Änderungen robust gegenüber dieser Einwirkung sind.

Für den konventionellen Block werden die Studien zur Einwirkung von durch starken Wind erzeugten Projektilen (PGGV) im Zustand des 4·RP 900 und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen im Abschnitt über die spezifischen Merkmale des Blocks dargestellt, da sie standortabhängig sind.

EDF hat zudem überprüft, dass kein Risiko einer durch starken Wind verursachten Überdrehzahl der Ventilatoren besteht.

Schließlich hat EDF im Anschluss an die Untersuchung des Themas PGGV im Rahmen des 3·RP 1300 Betriebsvorschriften vorgesehen, die bei starkem Wind die Durchführung von Sichtprüfungen an den für starken Wind anfälligen EIP vorschreiben. Ziel dieser besonderen Betriebsvorschrift (RPC) ist es, sicherzustellen, dass die Anlagen nach einem Sturm keine Schäden aufweisen, um den sicheren Weiterbetrieb zu gewährleisten.

➤ **Erschwerender Faktor und Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedieners (WENRA)**

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedieners hat keine Auswirkungen auf die Anlage. Denn:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Schutz vor starkem Wind zu gewährleisten,
- sind keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich, um den Schutz vor starkem Wind zu gewährleisten.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

- **konventionelle Insel**

Die Untersuchungen hinsichtlich eines PGGV-Ereignisses, im Zustand des 4. RP 900 zeigen, dass Sicherheitsziele im Inneren der Notpumpstation des Blocks angegriffen werden können, da bestimmte Lüftungsgitter nicht in der Lage sind, die durch starken Wind erzeugten Projektile aufzuhalten und die direkte Wirkung des Windes deutlich abzuschwächen.

Die Änderung „Einbau von PGGV-Schutzgittern am Standort Tricastin“ (PNPE1165) besteht darin, die bestehenden Lüftungsgitter durch PGGV-resistente Lüftungsgitter an der Zugangsmauer zum Pumpenraum und im oberen Bereich der Rückfassade der Notpumpstation zu ersetzen, um diese Sicherheitsziele zu schützen.

- **Kernkraftwerksgelände**

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten in Bezug auf den Palier-Zustand auf.

❖ **Fazit**

EDF hat ergänzende PGGV-Studien durchgeführt, um das Schutzniveau der Sicherheitsziele zu erhöhen.

Für den Kernkraftwerksbereich sind keine Änderungen erforderlich. Für den konventionellen Bereich sind Verstärkungen an den Anlagen vorgesehen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt werden.

Entsprechend den Beschlüssen für das 3. RP 1300 führt EDF eine Sonderbetriebsvorschrift (RPC) ein, die eine Inspektion der Anlagen nach einem Sturm vorsieht, um sicherzustellen, dass keine Schäden an den Anlagen vorliegen, und den Betrieb unter Einhaltung aller Sicherheitsanforderungen fortzusetzen.

Die Sensitivitätsanalyse hinsichtlich der Verschärfung und der Reaktionszeit des Bedieners gemäß den WENRA-Referenzwerten kommt zu dem Schluss, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb bestehen.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPE1165 „Einbau von PGGV-Schutzgittern am Standort Tricastin“ wurde am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Sonderbetriebsvorschrift „Schweres Wetterereignis“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

2.2.1.12Tornado

Allgemeiner Teil Stufe

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Im Rahmen des ⁴. RP 900 hat EDF eine Tornado-Auslegungsstufe für die Anlagen festgelegt.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die Referenz-Tornado-Stufe zielt darauf ab, Ereignisse mit einer Häufigkeit von mehr als einem Referenzwert von 10^{-4} /Jahr abzudecken. Auf der Grundlage der Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Tornados liegt die jährliche Überschreitungshäufigkeit einer maximalen Tornado-Windgeschwindigkeit von 29 m/s (eine Geschwindigkeit, die einem Tornado der Stufe EF0 auf der Enhanced-Fujita-Skala entspricht) liegt in der Zone „Océanique“ bei etwa $3,10^{-5}$ /Jahr und in der Zone „Reste de la France“ bei etwa $1,10^{-5}$ /Jahr. Die Windgeschwindigkeiten eines Tornados der Intensität EF0 liegen somit innerhalb der Windgeschwindigkeiten eines Tornados, die dem Referenzwert von 10^{-4} /Jahr entsprechen, sowohl für die Küstenregion als auch für das übrige Frankreich.

In diesem Zusammenhang entspricht die von EDF für den Auslegungsbereich gewählte Referenz-Tornado-Stufe EF0, sowohl für die Küstenregion als auch für das übrige Frankreich. Die verschiedenen Auswirkungen des Tornados sind:

- der dynamische Winddruck,
- die möglicherweise aufgewirbelten und beschleunigten Projektile,
- der plötzliche Druckabfall im Zentrum des Wirbels. Für den

Referenz-Tornado:

- wird der vom Wind ausgeübte dynamische Druck durch die Konstruktion der Gebäude und Bauwerke abgedeckt, die höhere Windlasten vorschreibt,
- die hypothetischen Projektile werden durch die im Rahmen der Referenzbelastung „Durch starken Wind erzeugte Projektile“ (PGGV) untersuchten Projektile abgedeckt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.11),
- der Unterdruck im Zentrum des Wirbels ist weder für die Gebäude noch für die Ventilatoren maßgebend. Die Robustheit des

CPY-Lagers gegenüber den Auswirkungen des Referenz-Tornados, der einem Tornado der Stufe EF0 entspricht, wird durch die Berücksichtigung schwererer Phänomene bei der Konstruktion gewährleistet.

Darüber hinaus wird EDF im Rahmen der weiteren Maßnahmen der generischen Phase des ⁴. RP 900 spätestens fünf Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung als Referenzrisikoniveau einen Tornado der Stärke EF2 auf der Fujita-Skala zugrunde legen, definiert durch die für diese Stärke charakteristische durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s. In diesem Zusammenhang wird EDF die Verstärkung des Schornsteins des BAN auf der CPY-Ebene (PNPE1323) vornehmen. Diese Verstärkung auf EF2-Niveau deckt die auf der CPY-Ebene zu berücksichtigende Windstärke ab (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.11). EDF wird gegebenenfalls weitere Änderungen nach Abschluss der Studien zur Anpassung des EF2-Referenzrahmens festlegen.

Ergänzend dazu hat EDF eine Studie zu Tornados und den damit verbundenen Phänomenen durchgeführt. Diese Studie zeigt, dass die durch die Gewitterzelle verursachten Gefahren nicht zum gleichen Zeitpunkt und am gleichen Ort auftreten, mit Ausnahme des Regens, dessen Eigenschaften jedoch nicht maßgebend sind. Es ist daher nicht erforderlich, neue Szenarien mit mehreren Gefahren in das Tornado-Referenzsystem aufzunehmen.

Die Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedieners gemäß den WENRA-Referenzwerten hat keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb. Denn:

- ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten,
- ist keine Bedienermaßnahme erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten.

❖ **Schlussfolgerung**

Die Studien zum Referenz-Tornado (Intensitätsstufe EF0 auf der Fujita-Skala) zeigen, dass die Maßnahmen, die im Rahmen der Reaktorkonstruktion sowie gemäß dem Referenzsystem für starken Wind und durch starken Wind erzeugte Geschosse getroffen wurden, die Anlage gegen diese Einwirkung widerstandsfähig machen.

Im Rahmen der Folgemaßnahmen zur Anweisung „4^{ème} RP 900“ wird die in der Sicherheitsnachweisführung berücksichtigte Referenz-Tornado-Stufe spätestens fünf Jahre nach Einreichung des RCR erhöht (Intensitätsstufe EF2 auf der Fujita-Skala).

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Schornsteins im SMS, Starkwind und Tornado EF2“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens bis Ende 2025 umgesetzt.

2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMS)

Allgemeiner Teil Palier

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

EDF hat anlässlich des 4. RP 900 neue Sicherheitsanforderungen für diese Einwirkungen definiert, um im Falle von Blitzeinschlägen das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Blöcke zu gewährleisten und die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu begrenzen, wobei mögliche durch Blitzschlag verursachte Auswirkungen berücksichtigt werden.

Die Methodik zur Analyse der Robustheit der Anlagen gegenüber Blitzschlag und externen elektromagnetischen Störungen wurde aktualisiert.

Sie umfasst die Durchführung von Studien, die für jeden Standort dokumentiert werden in:

- der „Blitzauswirkungsanalyse“ (AIF), die sich auf die dem Strahlungsfeld ausgesetzten Außenanlagen bezieht. Ihr Ziel ist es:
 - die Auswirkungen von Blitzeinschlägen auf die Außenanlagen, Dächer und Fassaden der sogenannten „Zielgebäude“ (die EIP enthalten) des Kernkraftwerks zu analysieren,
 - Empfehlungen zu geben, um die Auswirkungen von Blitzeinschlägen auf ein Niveau zu reduzieren, das mit den Sicherheitszielen innerhalb der sogenannten „Zielgebäude“ vereinbar ist.

- Die „*Berechnungsanleitung für Überspannungen*“ betrifft die elektrischen Verbindungen zwischen Gebäuden, über die im Falle eines Blitzeinschlags in ein Gebäude Überspannungen übertragen werden können. Sie hat zum Ziel:
 - die Anfälligkeit der Verbindungen zwischen den Gebäuden zu analysieren, indem Überspannungsberechnungen an den Verbindungen durchgeführt werden, die an die sogenannten „Zielgebäude“ angeschlossen sind,
 - eine Liste der Schutzmaßnahmen zu erstellen, die an den zu schützenden Leitungen zu ergreifen sind.

Zur Ermittlung potenzieller Blitzschlagstellen (Wahrscheinlichkeit, dass ein Ziel von einem Blitz getroffen wird) stützt sich EDF auf die Norm NF-EN-62305-1.

❖ Zusammenfassung der Studien

Nach Abschluss der Studien „*Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen*“ setzt EDF die Änderung „Blitzschutz“ (PNPP1951) um, die die Hinzufügung von Schutzvorrichtungen wie Blitzableitern, Blitzableiterspitzen oder Abdeckungen vorsieht, um die Konformität der Blöcke mit den angestrebten Zielen sicherzustellen.

EDF schätzt, dass ein Sonnensturm, der gleichzeitig an mehreren Kernkraftwerksstandorten zu lang anhaltenden externen Spannungsausfällen führen könnte, ein äußerst seltenes Ereignis ist. Es erscheint nicht notwendig, dies speziell zu berücksichtigen, da die Sicherheitsrichtlinien für den Kernkraftwerkspark von EDF bereits das Ereignis eines lang anhaltenden Spannungsausfalls von bis zu 15 Tagen abdecken.

Im Anschluss an die Untersuchung im Rahmen des GP Agressions des 4- RP 900 hat EDF die Auswirkungen der durch einen Blitzschlag verursachten Strahlungsfelder auf die Ausrüstungen zur Bewältigung von Störfällen (EDA) im Zusammenhang mit Bränden und internen Explosionen analysiert. Die Analyse kommt zu dem Schluss, dass die Strahlungsfelder aufgrund der Eigenschaften dieser Geräte und ihrer Lage in den Räumlichkeiten keine Auswirkungen auf diese EDA haben.

Hinsichtlich der Sensitivität dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und der Reaktionszeit des Bedieners (WENRA-Referenzwerte) werden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- keine aktiven Geräte erforderlich sind, um den Blitzschutz zu gewährleisten,
- keine Maßnahmen des Betreibers erforderlich sind, um den Blitzschutz zu gewährleisten.

❖ Schlussfolgerung

Die im Rahmen des Schutzes vor „*Blitzschlag und externen elektromagnetischen Störungen*“ durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass an allen Standorten nur in begrenztem Umfang Änderungen erforderlich sind, um die im Rahmen des 4- RP 900 festgelegten Blitzschutzziele zu erreichen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1951 „Einbau von Blitzableitern“ wurde am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

2.2.1.14 Neige

Allgemeiner Teil Palier

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Ziel ist es, die Robustheit der Sicherheitsziele in einer Belastungssituation durch Schnee sicherzustellen, die gemäß den Regeln „Schnee und Wind“ von 1965, Ausgabe 2009, neu bewertet wurde.

Die Gebäude und Anlagen der Kernkraftwerksblöcke der Baureihe CPY wurden nach den Regeln „Schnee und Wind“ von 1965, die zum Zeitpunkt ihrer Planung galten. Diese Vorschriften wurden seit der Erstausgabe mehrfach aktualisiert, zuletzt in den Jahren 2000 und 2009. Im Rahmen des ⁴. RP 900 werden die im Falle einer externen Schneebelastung erforderlichen EIPS anhand der aktualisierten „Schnee- und Wind“-Vorschriften der Ausgabe 2009 auf ihre Schneelasten überprüft.

Der Ansatz besteht darin, die Lasten NV2000 und NV2009 zu vergleichen und sicherzustellen, dass die zu schützenden Sicherheitsziele im Hinblick auf die 2009 aktualisierten klimatischen Lasten korrekt dimensioniert sind.

❖ Zusammenfassung der Studien

Für alle Standorte des CPY-Stufenwerks hat die Weiterentwicklung der „Schnee- und Windregeln“ von 1965 zwischen den geänderten Regeln von 2000 und den geänderten Regeln von 2009 keine Auswirkungen. Die klimatischen Lasten bleiben unverändert oder verringern sich im Vergleich zu den „NV65-Regeln“, Ausgabe 2000.

Sowohl für den Kernkraftwerksblock als auch für den konventionellen Block ergaben die Überprüfungen, dass die Bauwerke und Anlagen den „Règles NV65“ in der Ausgabe 2009 standhalten. Im Rahmen des ⁴. RP 900 sind daher keine Änderungen erforderlich.

Was die Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und der Dauer der Störungsdauer (WENRA-Referenzwerte) betrifft, wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- keine aktiven Einrichtungen erforderlich sind, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten,
- keine Maßnahmen des Betreibers erforderlich sind, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten.

❖ Schlussfolgerung

Die für die Standorte des Palier CPY durchgeführten Studien kamen zu dem Ergebnis, dass die Bauwerke und Ausrüstungen den Vorschriften der NV65, Ausgabe 2009, entsprechen. Die Sensitivitätsanalysen unter Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeit des Betreibers (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) kommen zu dem Schluss, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb bestehen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin.

2.2.1.15 Risikomanagement in der Industrie

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

➤ Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks

Die Beherrschung der Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den externen Verkehrswegen erfordert die Überwachung des entsprechenden Umfelds und die Bewertung der entsprechenden Risiken für die kerntechnischen Anlagen. Die damit verbundene Risikoanalyse basiert auf der Anwendung der grundlegenden Sicherheitsvorschrift RFS I-2.d.

Die berücksichtigten Gruppen potenzieller Gefahrenquellen sind:

- Ortsfeste Industrieanlagen wie Lagerstätten und Produktionsanlagen außerhalb des Standorts;
- Transportleitungen (Gas- und Ölpipelines) außerhalb des Standorts;
- Die verschiedenen Transportarten für Gefahrgut (Straße, Schiene, Binnenwasserstraße oder Seeweg) außerhalb des Standorts.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im Rahmen des ^{4.} RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten, zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Beherrschung der Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen außerhalb des Standorts auf die Aktualisierung der Unfallparameter unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab.

Im Rahmen des ^{4.} RP 900 berücksichtigt EDF zudem die von der ASN im Rahmen des ^{3.} RP 1300 formulierten Anforderungen, die EDF insbesondere dazu veranlasst haben, die Methodik zur Bewertung des Unfallparameters zu aktualisieren.

➤ Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks

Im Rahmen des ^{4.} RP 900 hat EDF der ASN einen Rahmenvermerk zur „Methodik zur Behandlung von Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb von Kernkraftwerken“ übermittelt, der für alle Stufen gilt und als Grundlage für die Erstellung standortspezifischer Studien für jedes Kernkraftwerk dient. Diese Methodik berücksichtigt die von der ASN formulierten Anforderungen, die darauf abzielen, die von EDF im Rahmen des ^{3.} RP 1300 vorgelegten Risikostudien zum internen Transport gefährlicher Güter zu ergänzen.

❖ Zusammenfassung der Studien

➤ Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks

Die RFS I-2.d definiert unter anderem die Liste der Industrieanlagen und Verkehrswegen, die Risiken für Kernreaktoren darstellen können.

Die mit dem industriellen Umfeld verbundenen Risiken wurden bei der Auslegung der Anlagen durch den Standardschutz deterministisch berücksichtigt. Die Dimensionierung der Bauwerke erfolgte unter Berücksichtigung des Phänomens der detonationsartigen Explosion.

Die Druckwellenbeständigkeit betrifft Gebäude und Ingenieurbauwerke, die Anlagen beherbergen oder enthalten, welche die drei Sicherheitsfunktionen der RFS I-2.d erfüllen, sowie die Öffnungen dieser Gebäude (Zugangstüren und Lüftungsöffnungen).

Gemäß RFS I-2.d beträgt die Größenordnung der Grenzwahrscheinlichkeit für die Akzeptanz einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze für alle externen Einwirkungen menschlichen Ursprungs 10^{-6} / Jahr.Reaktor für jede der folgenden Funktionen:

- Reaktorabschaltung und Abbau der Restleistung;
- Lagerung abgebrannter Brennelemente;
- Behandlung radioaktiver Abwässer.

Um der Summierung der Unfallwahrscheinlichkeiten unterschiedlicher Ursachen mit ähnlichen Folgen Rechnung zu tragen, legt die RFS I-2.d für jede betrachtete Familie von Störquellen einen Grenzwert für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} / Jahr.Reaktor fest.

Im Anschluss an die Behandlung des Themas „industrielle Risiken“ im Rahmen des 3. RP 1300 hat EDF die Methodik zur Bewertung industrieller Risiken im Rahmen des 4. RP 900 weiterentwickelt.

Das Thema umfasst zwei Arbeitsschwerpunkte:

- Überwachung des industriellen Umfelds und der Verkehrswege außerhalb des Standorts: Es erfolgt eine Aktualisierung der Daten zum industriellen Umfeld jedes Standorts;
- Die Bewertung der damit verbundenen Risiken für die Anlagen. EDF hat seine Methodik im Rahmen des Arbeitsprogramms des 4. RP 900 aktualisiert. Die Studien stützen sich auf die Unfallparameter, die für das 4. RP 900 im Anschluss an das GP-Aggressionsprogramm aktualisiert wurden.

Das Sicherheitsziel der Studien zum 4. RP der 900-MWe-Generation besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktualisierter Daten zur Unfallstatistik und der standortspezifischen Umgebungsdaten neu zu bewerten. Zu diesem Zweck werden die folgenden Daten aktualisiert:

- die Werte der Unfallparameter;
- Die standortspezifischen Daten: Lage der ICPE, Rohrleitungen, Verkehrswege außerhalb des Standorts mit dem damit verbundenen Gefahrgutverkehr.

Die Ergebnisse der Studien zur industriellen Risikokontrolle und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale der Blöcke dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Was die Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und Bedienungsverzögerungen (WENRA-Referenzwerte) betrifft, sind keine Auswirkungen festzustellen, da:

- die Häufigkeit des Auftretens der Einwirkung sehr gering ist und eine Kumulierung mit einem Ausfall aktiver Ausrüstung unter das Restrisiko fällt;
- zum Schutz vor industriellen Risiken keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich sind.

➤ **Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks**

Durch die Entkopplung von den Risikostudien im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld besteht das Ziel darin, das Risiko eines Ausfalls der in der RFS I-2.d definierten Funktionen zu begrenzen.

Nach der Prüfung des Themas im Rahmen des 3. RP 1300 hat EDF die Methodik „interner Transport gefährlicher Güter“ aktualisiert und dabei die folgenden ergänzenden Elemente der ASN berücksichtigt:

- Stützung auf eine deterministische Analyse, bei der alle gefährlichen Phänomene untersucht werden, die aus einem internen Transportunfall resultieren können, einschließlich Brände, Explosionen und Emissionen sowie deren Auswirkungen auf die Sicherheitsziele, bevor die Wahrscheinlichkeit der Erreichung der maximal zulässigen Belastungswerte für diese Ziele bewertet wird,
- die Bewertung der mit Lkw-Bränden verbundenen Risiken zu vertiefen.

Ziel der Studie ist es, die mit dem Transport gefährlicher Güter, die am Standort ankommen (oder diesen verlassen), verbundenen Explosions-, Brand- und toxischen Risiken zu bewerten.

Die Ergebnisse dieser Studie und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale des Blocks dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

➤ Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks

Aufgrund der Besonderheiten der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin werden nur die Risiken berücksichtigt, die mit dem Transport gefährlicher Güter über Verkehrswegen verbunden sind. ICPE-Anlagen und Rohrleitungen sind vom Untersuchungsbereich ausgeschlossen, da sie weit vom Zielbereich des Kernkraftwerks entfernt sind und/oder keine Gefahrenquelle darstellen.

- Explosionsrisiko

Ziel der Studie ist es, das Risiko einer Explosion einer explosiven Gaswolke mit oder ohne Abdrift im Zusammenhang mit Industrieanlagen und dem Transport gefährlicher Güter in der Nähe des Kernkraftwerks Tricastin zu bewerten.

Die berücksichtigten Gefahrenphänomene sowie die Entfernungen in Bezug auf die verschiedenen Verkehrswege führen dazu, dass die meisten Szenarien deterministisch ausgeschlossen werden.

Die bei Bedarf durchgeführten deterministischen und probabilistischen Untersuchungen ergeben für alle Arten von Störquellen ein vernachlässigbares Explosionsrisiko (in der Größenordnung von 10^{-7} pro Reaktorjahr).

- Toxisches Risiko

Ziel der Studie ist es, das Risiko zu bewerten, dass die Bediener im Kontrollraum im Falle einer Exposition gegenüber toxischen Substanzen, die aus benachbarten Industrieanlagen oder durch den Transport gefährlicher Güter in der Nähe des Kernkraftwerks Tricastin freigesetzt werden könnten, nicht mehr in der Lage sind, die erforderlichen Maßnahmen zur Wiederherstellung und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors zu ergreifen.

Die betrachteten Gefahrenereignisse sowie die Entfernungen in Bezug auf die verschiedenen Verkehrswege schließen die meisten Szenarien deterministisch aus. Die bei Bedarf durchgeführte probabilistische Studie macht das Auswirkungsrisiko für alle Gruppen von Störquellen vernachlässigbar (in der Größenordnung von 10^{-8} / Jahr.Reaktor).

- Externes Brandrisiko

Ziel der Studie ist es, für die betreffenden Produkte das Risiko einer Brandauslösung in Gebäuden, die Sicherheitsfunktionen erfüllen, sowie das Risiko einer Vergiftung durch den beim Brand entstehenden Rauch für das Bedienpersonal im Kontrollraum zu bewerten.

Die thermischen Folgen eines Brandes auf einem mit Kohlenwasserstoffen beladenen Lastkahn auf dem Donzère-Mondragon-Kanal wurden analysiert. Das Szenario eines Flächenbrandes kann auch auf Straßen und Eisenbahnstrecken auftreten. Angesichts der Entfernung der Verkehrswegen vom Kernkraftwerk und der daraus resultierenden Wirkungsentfernungen hat das Auftreten eines Flächenbrandes, unabhängig von der betrachteten Verkehrsachse und der Form der Brandfläche, keine Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks.

- Schlussfolgerung

Die ermittelte Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Grenze des Kernkraftwerks Tricastin beträgt etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor für alle von außen kommenden, durch menschliche Aktivitäten bedingten Einwirkungen. Diese Ergebnisse für das Kernkraftwerk Tricastin entsprechen den in der RFS I-2.d festgelegten Richtwerten.

➤ Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks

Die Untersuchung der mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenen Risiken kommt zu dem Schluss, dass die gesetzlichen Anforderungen hinsichtlich des Transports gefährlicher Güter und der Auslegung von Ingenieurbauwerken es ermöglichen, das Risiko einer Explosion, eines Brandes und der Freisetzung gefährlicher Stoffe durch einen Lkw, der gefährliche Güter innerhalb eines Geländes transportiert, zu begrenzen. Diese Studie belegt, dass keine mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenen Gefahren Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Tricastin haben.

❖ Schlussfolgerung

Industrielle Aktivitäten und Gefahrguttransporte außerhalb des Kernkraftwerks

Durch die Aktualisierung der Methodik konnten die Ergebnisse der thematischen Untersuchung im Rahmen des GP Orientations 4^{ème} RP 900 berücksichtigt werden. Die im Rahmen des 4. RP 900 für das Kernkraftwerk Tricastin durchgeführte Bewertung der von der industriellen Umgebung ausgehenden Risiken rechtfertigt die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zur Überprüfung der Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.d.

Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks

Die Methodik zur Behandlung der Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb von Kernkraftwerken, die die Ergebnisse der Untersuchung des 3. RP 1300 und bestimmte Anforderungen der ASN berücksichtigt, wurde auf das Kernkraftwerk Tricastin angewendet. Diese Studie hat gezeigt, dass keine mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenen Gefahren Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Tricastin haben.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin.

2.2.1.16 Beherrschung des Luftfahrtrisikos

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Die Beherrschung des Luftfahrtrisikos basiert auf der Überwachung des luftfahrttechnischen Umfelds der Standorte und der anschließenden Bewertung der damit verbundenen Risiken für die kerntechnischen Anlagen. Die Analyse des Luftfahrtrisikos stützt sich auf die Anwendung der Grundsicherheitsvorschrift (RFS) I-2.a.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Beherrschung des Luftverkehrtrisikos auf die Aktualisierung der Eingabedaten (Verkehrsaufkommen, Sicherheitsziele) unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab. Die generischen Entwicklungen für alle zu berücksichtigenden Bedrohungen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ Zusammenfassung der Studien

Diese Bedrohung wurde bereits bei der Planung durch die Dimensionierung bestimmter baulicher Strukturen im Hinblick auf den Aufprall von Projektilen aus der allgemeinen Luftfahrt berücksichtigt.

Anlässlich der regelmäßigen Überprüfungen werden die Luftrisiken gemäß der Grundsicherheitsregel (RFS) I-2.a neu bewertet, die sich auf einen probabilistischen Ansatz stützt, um das Risiko einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze zu bewerten.

Gemäß dieser RFS liegt die Größenordnung der Grenzwahrscheinlichkeit für die Akzeptanz einer unzulässigen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze bei 10^{-6} / Jahr.Reaktor für jede der folgenden Funktionen:

- Reaktorabschaltung und Abbau der Restleistung,
- Lagerung abgebrannter Brennelemente,
- Behandlung radioaktiver Abwässer.

Um der Summierung der Unfallwahrscheinlichkeiten unterschiedlicher Ursachen mit vergleichbaren Folgen Rechnung zu tragen, legt die RFS I-2.a für jede betrachtete Gruppe von Störquellen einen Grenzwert für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} pro Jahr und Reaktor fest.

Das Sicherheitsziel der Studien des 4. RP 900 besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktualisierter Daten zur Unfallstatistik und der standortspezifischen Umgebungsdaten neu zu bewerten. Für jeden Standort wird ein probabilistischer Ansatz für die Risiken durch den Flugverkehr auf der Grundlage der standortspezifischen Daten und der Zielflächen erstellt.

Zu diesem Zweck werden die folgenden Daten aktualisiert:

- die Werte der Unfallparameter,
- die standortspezifischen Daten: Lage der Flughäfen/Flugplätze, Flugverkehrsdaten,
- die Werte der virtuellen Flächen (Flächen der Strukturen, die dem Risiko eines Flugzeugabsturzes ausgesetzt sind). Die

Unfallparameter, deren Gültigkeit standortunabhängig ist, wurden anhand der neuesten verfügbaren Daten aktualisiert.

Die virtuellen Flächen hängen von den Sicherheitszielen ab, die im Hinblick auf das Risiko eines „*Flugzeugabsturzes*“ zu berücksichtigen sind; diese entsprechen der Gesamtheit der Strukturen und Ausrüstungen, die für die drei gemäß RFS I-2.a definierten Funktionen erforderlich sind. Die Liste der Sicherheitsziele sowie die zugehörigen virtuellen Flächen wurden im Rahmen des 4. RP 900 aktualisiert, um den Ergebnissen der Untersuchung des 3. RP 1300 Rechnung zu tragen.

Die Ergebnisse der Studien zum Luftfahrtrisiko werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale der Reaktorblöcke dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Die Entwicklungen der Anforderungen hinsichtlich des allgemeinen Angriffsszenarios (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um die Beherrschung des Luftrisikos zu gewährleisten,
- es sind keine Maßnahmen seitens des Betreibers erforderlich, um die Beherrschung des Flugrisikos zu gewährleisten.

Ergänzend zu dem oben beschriebenen probabilistischen Ansatz hat EDF für alle Blöcke der CPY-Generation nachgewiesen, dass der Absturz eines für die allgemeine Luftfahrt repräsentativen Luftfahrzeugs auf die am stärksten exponierte Seite des Brennelementbehälters weder ein Risiko einer mechanischen Beschädigung der Brennelementkassetten noch einen Verlust des Wasservorrats im Lagerbecken zur Folge hat.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Die Ergebnisse der Studie zeigen, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Grenze des Kernkraftwerks Tricastin aufgrund des Flugverkehrs

- weniger als 10^{-6} / Jahr.Reaktor für jede der 3 Funktionen,
- höchstens in der Größenordnung von 10^{-7} / Jahr.Reaktor für jede der 3 Funktionen und pro Luftfahrtkategorie (Allgemeine Luftfahrt, Zivilluftfahrt und Militärluftfahrt).

Diese Ergebnisse für das Kernkraftwerk Tricastin stehen im Einklang mit den in der RFS I-2.a festgelegten Richtwerten.

❖ Schlussfolgerung

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien zielen darauf ab, die Akzeptanz des mit dem Flugverkehr verbundenen Risikos unter Berücksichtigung der neuesten Unfallstatistiken nachzuweisen.

Die im Rahmen des 4. RP 900 für das Kernkraftwerk Tricastin durchgeführte Bewertung der durch den Flugverkehr verursachten Risiken ermöglicht es, die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zu begründen, um die Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.a zu überprüfen.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin.

2.2.1.17 Ergänzende Studien

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

➤ Radiologische Folgen von Störfällen

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Die Bewertung der radiologischen Folgen von Störfällen ist ein wesentlicher Bestandteil des Sicherheitsnachweises: Sie ermöglicht es, die Eignung der Anlage zur Erfüllung ihrer Funktion der Einschließung radioaktiver Stoffe zu belegen.

Ziel dieses Vorgehens ist es, die Akzeptanz der radiologischen Folgen von Störfällen interner oder externer Herkunft zu überprüfen, ergänzend zur Untersuchung des Störfalls selbst und zur Untersuchung der radiologischen Folgen der in der Sicherheitsnachweisführung berücksichtigten Auslegungstörfälle.

Er besteht darin, unter den internen oder externen Störfallszenarien, die radiologische Folgen nach sich ziehen können, Störfallszenarien für die Hüllkonstruktion zu identifizieren und anschließend die Akzeptanz ihrer radiologischen Folgen im Hinblick auf die Dosisgrenzwerte zu überprüfen, die mit den Auslegungsbetriebsbedingungen verbunden sind, welche entsprechenden Eintrittswahrscheinlichkeiten entsprechen.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die für das ³. RP 1300 angewandte Methodik wird für das ⁴. RP 900 beibehalten. Die wichtigsten Schritte der Methodik werden in den folgenden Abschnitten zusammengefasst.

- Identifizierung der Hüllszenarien:

Die für die Identifizierung der Szenarien zur Mobilisierung der Quellterme geltenden Untersuchungsregeln und Annahmen entsprechen den in den Referenzdokumenten zu Störfällen definierten Untersuchungsregeln für Störfälle.

Angesichts der großen Anzahl von Situationen, die Gegenstand einer Überprüfung sein können (Blockkonfigurationen, Ausgangszustände, Arten von Beanspruchungen, Standorte usw.), und um eine zufriedenstellende Überprüfung durchzuführen, bevorzugt die Methode einen Nachweis auf der Grundlage einer begrenzten Anzahl ausgewählter Szenarien, die aufgrund ihres Rahmencharakters ausgewählt wurden.

Diese Szenarien können direkt aus den Belastungsstudien stammen oder als „Entkopplungsszenarien“ ausgewählt werden, um die Analyse zu vereinfachen (Szenarien, die einerseits von den Belastungsstudien und andererseits von den daraus resultierenden thermohydraulischen Situationen und Funktionsabläufen entkoppelt sind).

Die Überprüfungsmethode ermöglicht es, Belastungen auszuschließen, bei denen aufgrund der bei der Auslegung der Gebäude und/oder Systeme getroffenen Vorkehrungen kein Risiko radiologischer Folgen besteht (einschließlich auf probabilistischer Basis durch Anwendung der Grundlegenden Sicherheitsregeln).

- Bewertung der radiologischen Folgen der Szenarien:

Die Methode zur Überprüfung der radiologischen Folgen der Hüllszenarien stützt sich auf folgende Grundsätze:

- Die Methode bevorzugt qualitative Argumente oder bereits vorhandene Berechnungen; sie greift nur dann auf spezielle Berechnungen zurück, wenn dies erforderlich ist;
- spezielle Berechnungen können auf der Grundlage realistischer Annahmen in Betracht gezogen werden, die gleichzeitig angemessen konservativ und mit den Regeln zur Analyse von Einwirkungen vereinbar sind.

- Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Szenarien:

Die Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Hüllszenarien kann auf qualitativen oder quantitativen Ansätzen beruhen. Ist eine Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands nicht möglich, zieht EDF eine Einordnung dieser Eintrittswahrscheinlichkeit vor und vergleicht die Ergebnisse der Hüllszenarien unter strengerer Bewertung mit den Dosisgrenzwerten der Kategorie, die der höchsten Eintrittswahrscheinlichkeit innerhalb des Einordnungsrahmens entspricht.

Wenn ein Hüllszenario ausreichend geringe radiologische Folgen aufweist, ist die Bestimmung seiner Eintrittswahrscheinlichkeit nicht mehr von Bedeutung. In der Praxis hat EDF einen Dosiswert festgelegt, unterhalb dessen die Eintrittswahrscheinlichkeit der Einfallszenarien nicht untersucht wird. Dieser Dosiswert wurde auf den Entkopplungswert von 0,5 mSv festgelegt, was der Hälfte des jährlichen Grenzwerts für die effektive Dosis bei der Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung entspricht (Artikel R.1333-11 des französischen Gesundheitsgesetzbuchs).

- Vergleich der radiologischen Folgen an den Grenzwerten:

Sobald die Wahrscheinlichkeit des Szenarios eingestuft wurde, kann der Vergleich der radiologischen Folgen in Form eines Hüllkurvenszenarios mit den Dosisgrenzwerten der Kategorie durchgeführt werden, die der Obergrenze der Einstufung entspricht (entspricht den strengsten Dosisgrenzwerten).

Die ausgewählten Hüllszenarien sind die Szenarien, die mit folgenden Einwirkungen verbunden sind:

- Durch starken Wind verursachte herumfliegende Gegenstände;
- Erdbeben;
- Rohrleitungsausfälle und interne Überschwemmungen;
- Brand.

Ein Hüllszenario für die Einwirkungsart „Interne Explosion“ wird ebenfalls im Hinblick auf die Robustheit definiert. Die folgenden Einwirkungsarten werden durch die Anwendung der entsprechenden grundlegenden Sicherheitsvorschriften abgedeckt:

- Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen – Explosionen außerhalb des Geländes;
- Risiken im Zusammenhang mit Flugzeugabstürzen.

In Anwendung der Grundregeln für die Sicherheit wird für diese Einwirkungen überprüft, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze unter 10^{-6} / Jahr.Reaktor liegt.

Bestimmte Einwirkungen, die zu Szenarien mit der Mobilisierung von Strahlenquellen sehr geringer Aktivität führen können oder hinsichtlich der Freisetzungen durch andere Szenarien abgedeckt sind, waren nicht Gegenstand einer speziellen Bewertung der radiologischen Folgen.

Schließlich können bestimmte Störfälle keine Szenarien hervorrufen, die zu radiologischen Folgen führen.

Die Ergebnisse dieser Studien haben die Akzeptanz der radiologischen Folgen aller aufgrund ihres Umhüllungscharakters ausgewählten Szenarien nachgewiesen.

❖ **Schlussfolgerung**

Die Überprüfung der Akzeptanz der radiologischen Folgen von Störfällen interner oder externer Herkunft wurde gemäß der für das ^{3.} RP 1300 angewandten Methodik durchgeführt. Die Schlussfolgerungen der Studien belegen die Akzeptanz der radiologischen Folgen von Störfällen im Hinblick auf die für das ^{4.} RP 900 angestrebten Ziele.

➤ **Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung von Maßnahmen im Falle eines Angriffs**

Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass die Störfälle keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der vor Ort erforderlichen Maßnahmen zur Bewältigung eines Störfalls beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Durchführung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele der Störfallszenarien zu gewährleisten.

In einer Angriffssituation sind die Umgebungsbedingungen, die sich auf ungewöhnliche Weise verändern können, vielfältiger Natur und spezifisch für jeden der betrachteten Angriffe.

Der Ansatz zur Zugänglichkeit der Räumlichkeiten in Angriffssituationen besteht darin, diejenigen zu ermitteln, die anhand der folgenden Kriterien eine nachgewiesene Herausforderung darstellen:

- Notwendigkeit der Durchführung von Maßnahmen vor Ort, um den Angriff selbst oder dessen funktionale Folgen zu bewältigen,
- sowie das Vorliegen von Umgebungsbedingungen, die durch den Angriff verursacht werden und dazu führen können, dass die Räume, in denen Maßnahmen erforderlich sind, unzugänglich werden (Rauch und Feuer bei einem Brandangriff, oder Wind und Geschosse beispielsweise bei einem PGGV-Angriff).

Die folgenden Gefahrenlagen wurden anhand dieser Kriterien überprüft:

- Innenüberflutung und Rohrleitungsausfälle,
- Erdbeben,
- Brand,
- externe Überschwemmung,
- extreme Kälte,
- Hitzewelle,
- PGGV.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP 900 auf der CPY-Stufe durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen in den Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Störfällen erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die erforderlichen Maßnahmen in diesen Räumlichkeiten über den erforderlichen Zeitraum hinweg durchzuführen.

Ergänzend dazu wird EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit der Einsatzkräfte vor Ort überprüfen, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Angriffs erforderlichen Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). EDF wird die gegebenenfalls vorzunehmenden Änderungen und den entsprechenden Zeitplan festlegen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin.

2.2.2 Anstreben eines Kernschmelzrisikos, das Einwirkungen von etwa 10^{-5} pro Jahr einbezieht. Reaktor

Allgemeiner Teil Palier

In Übereinstimmung mit Artikel 3.3 der geänderten Verordnung vom 7. Februar 2012 werden die probabilistischen Sicherheitsstudien (EPS) der Stufen 1 und 2 von EDF im Rahmen der Überprüfungen ergänzend zu den deterministischen Analysen herangezogen, um das Risiko einer Kernschmelze und das Risiko radioaktiver Freisetzen zu bewerten und so das Sicherheitsniveau der Anlagen zu beurteilen. Nach den internen Ereignissen wird der von den EPS abgedeckte Bereich schrittweise auf den Bereich der internen und externen Einwirkungen ausgeweitet.

Für jeden Standort der CPY-Generationsstufe wurde eine „Screening“-Analyse aller Einwirkungen durchgeführt, um auf der Grundlage expliziter Kriterien die Standorte und Einwirkungen zu ermitteln, für die eine probabilistische Analyse angemessen sein könnte. Diese Analyse zur Auswahl der externen Einwirkungen, die für eine probabilistische Bewertung der radiologischen Risiken in Frage kommen, wird nach einer Methodik durchgeführt, die dem internationalen Stand der Technik entspricht. Diese Methodik identifiziert etwa fünfzig plausible Phänomene, die für jeden der in Betrieb befindlichen Standorte des Parks bewertet werden müssen, und legt verschiedene qualitative und quantitative Kriterien fest, anhand derer die Einwirkungen ausgewählt werden können, für die eine probabilistische Analyse erforderlich sein könnte.

So werden unter den nach dieser „Screening“-Analyse ausgewählten Einwirkungen die Relevanz und die Priorisierung der probabilistischen Analysen insbesondere auf der Grundlage folgender Elemente bewertet:

- dem Stand des Wissens über die Charakterisierung (Intensität, Dauer, Häufigkeit...) der betrachteten externen Phänomene,
- der Stand des Wissens über die Charakterisierung der Folgen für die Anlage,
- die mit den Einwirkungen verbundenen Risiken in Abhängigkeit von deren Häufigkeit und potenziellen Folgen,
- die zum Ablauf des ⁴ RP 900 vorgesehenen Änderungen an Anlage und Betrieb, insbesondere die Änderungen nach Fukushima.

Die nach der Screening-Analyse berücksichtigten Einwirkungen, für die die Entwicklung probabilistischer Analysen im Rahmen des ⁴ RP 900 jedoch nicht als relevant erachtet wird, sind zudem Gegenstand einer Begründung, die sicherstellt, dass das damit verbundene Risikoniveau im Hinblick auf die Auslegung des Kraftwerks akzeptabel ist.

Für alle Standorte der CPY-Generation lauten die Schlussfolgerungen der Screening-Analyse wie folgt:

- Die Einwirkungen durch externe Überschwemmung und Erdbeben kommen für eine probabilistische Analyse in Frage.
- Die bestehenden Studien zum Sicherheitsnachweis bezüglich Flugzeugabsturz und Luftdruckwelle stellen Referenz-Wahrscheinlichkeitsanalysen dar (Anwendung der RFS).
- Hinsichtlich des Risikos eines Meteoriteneinschlags und des damit verbundenen Tsunami-Risikos wird die Entwicklung einer probabilistischen Analyse angesichts des Restrisikos als nicht relevant erachtet.
- Hinsichtlich des Erdbeben-induzierten Einsturzes von Bauwerken wurde ein vereinfachter und konservativer Ansatz mittels des EPS-Erdbebenmodells entwickelt.
- Was die „Grands Chauds“ betrifft, so wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse zusätzlich zum deterministischen Ansatz für den Reaktor ⁴ RP 900 angesichts der Auslegungsspielräume, der Vorhersehbarkeit der Einwirkung und ihrer ausreichend langsamen Kinetik, die die Einrichtung zusätzlicher Resilienzmaßnahmen ermöglicht.

- Was extreme Winde und Tornados betrifft, wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse nicht berücksichtigt, da ein Schutz vor durch starke Winde erzeugten Projektilen (PGGV) sowie der Umsetzung von Schutzmaßnahmen gegen den „Noyau Dur“-Tornado, die die Anlage vor höchst unwahrscheinlichen Angriffsstufen schützen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Schließlich hat EDF im Rahmen des ⁴. RP 900 eine probabilistische Analyse des Risikos durchgeführt, das mit einer Überschwemmung durch den Bruch einer Rohrleitung des CRF-Kühlwasserkreislaufs im Maschinenraum verbunden ist. Die Erkenntnisse dieser Analyse werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Das Ziel des probabilistischen Ansatzes besteht darin, die Robustheit der Anlage gegenüber den betrachteten Einwirkungen zu überprüfen, indem die Wahrscheinlichkeit der damit verbundenen Risiken bewertet wird. Dieser Ansatz ermöglicht es, Erkenntnisse zu gewinnen, die diejenigen aus dem deterministischen Ansatz ergänzen.

Im Rahmen des ⁴. RP 900 hat EDF die folgenden probabilistischen Studien durchgeführt (siehe die folgenden Absätze):

- EPS Brand,
- EPS Interne Explosion,
- EPS Interne Überschwemmung,
- EPS Externe Überschwemmung,
- EPS Erdbeben.

Anmerkung: Dieser Abschnitt behandelt ausschließlich die Störfälle der Stufe 1 im Zusammenhang mit dem Risiko einer Kernschmelze. Die Störfälle der Stufe 2 werden in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze behandelt. Die Störfälle im Zusammenhang mit der Untersuchung der Freilegung von Brennelementen im Brennelementlagerbecken werden in Abschnitt 3 – Brennelementlagerbecken behandelt.

2.2.2.1 EPS Brand

Im Rahmen des ⁴. RP 900 führt EDF Brand-EPS der Stufe 1 durch, um die Risiken einer Kernschmelze infolge eines Brandes zu bewerten.

❖ Methodik

Die für die Brand-EPS der CPY-Stufe gewählte Methodik orientiert sich an den internationalen Referenzpraktiken und dem Stand der Technik (NUREG CR-6850) und gliedert sich in mehrere aufeinanderfolgende Phasen, um die detaillierten Analysen auf die besonders kritischen Brandvolumina auszurichten. Sie steht im Einklang mit der für das ³. RP 1300 gewählten und angewandten Methodik.

➤ Brandabschnitte und Untersuchungsbereich (Phase 0)

Das Kernkraftwerk Tricastin, insbesondere die beiden Blöcke 1 und 2, wird als repräsentativer Referenzstandort der CPY-Generation für die Brandschutzstudie herangezogen.

Die CPY-Brand-EPS ermöglicht:

- die Bewertung des Kernschmelzrisikos (RFC) infolge eines Brandes (auf der Grundlage eines sogenannten Modells, „BR-Modell“) für Reaktorzustände im Betrieb oder im Stillstand (EPS der Stufe 1),
- das Risiko einer Freisetzung des im Brennelementlagerbecken befindlichen Brennstoffs zu bewerten (auf der Grundlage eines sogenannten „BK-Modells“) für die Reaktorzustände „in Betrieb“ oder „im Stillstand“ (EPS der Stufe 1). Die Ergebnisse dieser EPS werden in Abschnitt 3 vorgestellt,

- das Risiko von Freisetzungen in die Atmosphäre im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge eines Brandes (EPS der Stufe 2) zu bewerten. Die Ergebnisse dieser EPS werden in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze.

Der Untersuchungsbereich umfasst den Kernkraftwerksbereich und den konventionellen Bereich der Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Tricastin.

➤ **Qualitative Auswahl der Brandvolumina (Phase 1)**

Die funktionalen Auswirkungen eines Brandszenarios auf den untersuchten Block werden ermittelt, indem die potenziell ausgelösten Brandauslöser sowie die durch den Brandausfall unbrauchbar gewordenen Anlagen identifiziert werden.

Die erste Phase besteht in der Durchführung einer Funktionsanalyse aller Anlagen und ihrer unterstützenden Funktionen (Elektrik, Luftversorgung usw.), bei denen ein Brandausfall entweder zu einem auslösenden Ereignis oder zum Versagen einer Schutzfunktion des EPS-Modells für interne Ereignisse der Stufe 1 führen (oder dazu beitragen) kann. Am Ende dieser Phase werden nur die Brandvolumina, in denen das Auftreten eines Brandes wahrscheinlich zu einem ungewollten Transienten führt, für die weitere Untersuchung berücksichtigt.

➤ **Quantitative Auswahl der Brandvolumina (Phase 2)**

Ziel der zweiten Phase ist es, eine erste Abschätzung des Kernschmelzrisikos vorzunehmen und die maßgeblichen Brandvolumina zu identifizieren, die einer eingehenden Analyse bedürfen.

Zu diesem Zweck wird für jeden der in Phase 1 ermittelten Brandabschnitte eine pauschale Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos vorgenommen. Dabei wird zu diesem Zeitpunkt konservativ angenommen, dass unabhängig davon, wo in einem Brandabschnitt der Brand ausbricht, alle darin befindlichen Anlagen durch den Brand systematisch zerstört werden.

Die Brandausbruchswahrscheinlichkeit des Brandraums wird aus der Summe der individuellen Brandausbruchswahrscheinlichkeiten aller im Brandraum vorhandenen „Brandausbruchsquellen“ berechnet.

Nach Abschluss dieser Phase wird jedes Brandszenario, das einen Zündimpuls auslöst, konservativ modelliert, und die damit verbundenen transienten Vorgänge werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes abzuschätzen. Nach dieser konservativen Quantifizierung werden für eine realistischere Quantifizierung der Brandszenarien nur die Brandvolumina berücksichtigt, die ein vorrangiges Risiko darstellen. Die Risikobewertung der Phase 2 für die Brandvolumina, die nicht für Phase 3 ausgewählt wurden, wird bei der Berechnung des Gesamtrisikos berücksichtigt.

➤ **Detaillierte Analyse der Brandszenarien (Phase 3)**

Ziel dieser Phase ist es, die Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos für die in Phase 2 als vorrangig ausgewählten Brandvolumina zu verfeinern, indem die Art der Brandursachen, die physikalische Ausbreitung des Brandes sowie die (automatischen und manuellen) Brandmelde- und Löschvorrichtungen charakterisiert werden.

Auf der Grundlage physikalischer Studien zur Brandausbreitung wird eine realistische Bewertung des Brandszenarios durchgeführt, um für jede Brandursache (materieller und menschlicher Ursprungs) die Ausfallzeit jedes potenziell betroffenen Ziels zu ermitteln.

Nach Abschluss dieser Phase wird jedes Brandszenario, das ein in Phase 2 festgelegtes Feuervolumen beinhaltet und einen Zündimpuls auslöst, realistisch modelliert, und die damit verbundenen transienten Vorgänge werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes abzuschätzen. Die Bewertung des durch einen Brand im Kontrollraum verursachten Risikos wird ebenfalls in dieser Phase der Studie behandelt.

Die Analyse wird durch Mehrraum-Szenarien ergänzt, die die Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandabschnittsbildung (Brandschutzklappen und -türen) zwischen zwei benachbarten Brandräumen des Elektroraums berücksichtigen.

Das mit dem Brandschutzkonzept verbundene Gesamtkernschmelzrisiko (RFC) ist dann die Summe der geschätzten RFCs

für die in Phase 2 quantifizierten Brandabschnitte und der realistischeren RFCs der in Phase 3 quantifizierten Brandabschnitte.

➤ **Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse, Zusammenfassung der Ergebnisse (Phase 4)**

Diese letzte Phase der Brand-EPS besteht darin:

- Identifizierung der Unsicherheiten, die die Messungen der Beiträge zum Brandrisiko beeinflussen;
- Die Auswirkungen dieser Unsicherheiten auf die Quantifizierung der Risikobeiträge bewerten und analysieren.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Brand-EPS verdeutlicht den maßgeblichen Beitrag des Elektrizitätsgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrizitätsgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Die Redundanz der Stromkreise und ihrer internen Stromversorgungen (Dieselgeneratoren), der Schutz von Kabelabschnitten (PNPE1277) sowie die Umsetzung der im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Stufe eingeführten „Hard Core“-Maßnahmen (PNPE1258) ermöglichen es jedoch, dieses Risiko zu verringern.

Die durch die Brand-EPS 900 hervorgehobene Gruppe vorherrschender Szenarien entspricht einem Brandausbruch, der die Steuerung der Druckausgleichsventile (SDP) angreift und ein ungewolltes Öffnen der SEBIM-Ventiltandems verursacht. Eine im Rahmen der 4. RP 900 umgesetzte technische Änderung ermöglicht es, diesem Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens der SDP infolge eines Brandes im nicht angeschlossenen RRA-Zustand (PNPE1216) entgegenzuwirken.

Darüber hinaus waren die brandgefährdeten Bereiche des Elektrizitätsraums Gegenstand eines Schreibens der Geschäftsleitung an die Leiter der Kernkraftwerke. In diesem Schreiben wird darum gebeten, den Sicherheitsaspekten dieser Räume besondere Aufmerksamkeit zu widmen.

Die mehrteilige Brandschutzstudie hat die Bedeutung der Brandabschnittsbildung und der Brandmeldeanlagen für die Brandbekämpfung und die Eindämmung der Brandausbreitung deutlich gemacht.

Das für diesen Störfall geschätzte Risiko einer Kernschmelze liegt in der Größenordnung von etwa 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

❖ **Antwort auf die Vorschrift [AGR-E-I]**

EDF wird die Erkenntnisse aus der Brand-EPS in Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] (Teil zum Risiko einer Kernschmelze) umsetzen, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde:

„Der Betreiber legt geeignete Betriebsvorschriften fest und setzt diese um, die Maßnahmen zur Begrenzung der Wärmebelastungen und zur Begrenzung von Arbeiten, die einen Brand auslösen können, in den folgenden Räumen umfassen: Räume, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze beiträgt [...]“.

2.2.2.2 EPS Interne Explosion

EDF hat eine probabilistische Analyse des Risikos einer internen Explosion durchgeführt, die auf der Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX) infolge eines Lecks an den demontierbaren Stellen in den Wasserstoffkreisläufen der Anlage basiert. Diese Analyse wird durch eine Bewertung der Folgen der Explosion für die Anlage ergänzt.

❖ Methodik

Der von EDF umgesetzte Ansatz ist innovativ, da es auf internationaler Ebene keine probabilistische Analyse der internen Explosion und keinen detaillierten methodischen Leitfaden gibt.

Die Analyse deckt alle Bereiche ab, in denen aufgrund einer Wasserstofffreisetzung die Gefahr der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre besteht, deren Explosion Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann.

Es handelt sich um folgende Bereiche:

- die Räume von BAN und BW, in denen sich Wasserstoffkreisläufe mit demontierbaren Einzelkomponenten (Ventile, Klappen, Mannlöcher, Messgeräte usw.) befinden,
- die Räume, in denen wasserstofferzeugende Prozesse stattfinden (Batterieräume),
- der Maschinenraum.

Die entwickelte Methodik ermöglicht es, im Einklang mit dem zeitlichen Ablauf des Unfalls die Häufigkeit der Entstehung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX) und deren Zündwahrscheinlichkeit zu bewerten und daraus anhand der Analyse der Folgen für die Anlage das Risiko einer Kernschmelze abzuleiten.

➤ **Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX)**

Für jeden Raum basiert die Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer ATEX auf der Identifizierung von Szenarien, die zu einer Wasserstoffkonzentration führen können, die über der unteren Explosionsgrenze (4 % Wasserstoff) liegt, unter Berücksichtigung:

- Ereignisse wie menschliches Versagen oder Materialfehler, die zur Bildung einer ATEX führen können,
- die vorgesehenen Maßnahmen zur Verhinderung der Entstehung einer ATEX: Belüftung, Absperventile, Rückschlagklappen, menschliches Handeln.

➤ **Berechnung der Zündwahrscheinlichkeit dieser ATEX**

In Situationen, in denen die Verweildauer der ATEX zeitlich begrenzt ist, wird die Entzündungswahrscheinlichkeit der ATEX durch Auswertung von 3D-Ausbreitungsberechnungen der Wasserstoffwolke im Raum ermittelt.

➤ **Analyse der Auswirkungen der Explosion auf die Anlagen**

Dieser Schritt stützt sich auf die vorherige Identifizierung der Räume, die potenziell vom durch die Explosion verursachten Überdruck betroffen sind, wobei die vereinfachte und sehr konservative Annahme getroffen wird, dass die gesamte in diesen Räumen befindliche Ausrüstung verloren geht. Eine Funktionsanalyse ermöglicht es anschließend, eine Verbindung zwischen der als verloren angenommenen Ausrüstung und

- den durch diese Verluste ausgelösten Unfallszenarien (sogenannte induzierte Auslöser),
- den durch die Explosion unzugänglich gewordenen Sicherungssystemen.

Schließlich werden die Maßnahmen des Bedienpersonals nach einem Unfall (z. B. Maßnahmen vor Ort) analysiert und ihre Ausfallwahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung der durch die Explosion verschlechterten Rahmenbedingungen streng bewertet. Für jeden Raum, in dem ein ATEX-Ereignis auftreten könnte, wird dann das von der Explosion abhängige Risiko einer Kernschmelze bestimmt, wobei für jeden Zustand des Kessels das durch die Explosion ausgelöste Szenario herangezogen wird, das zur höchsten Häufigkeit einer Kernschmelze führt.

➤ **Gesamtberechnung des Kernschmelzrisikos**

Die Gesamtberechnung des Risikos für alle Räume der Anlage erfolgt durch Summierung der Beiträge zum Kernschmelzrisiko aller für jeden Raum berücksichtigten Szenarien. Sie ermöglicht die Bewertung des durch die interne Explosion verursachten Gesamtkernschmelzrisikos.

➤ **Dem Risiko angemessener Ansatz**

Gemäß den gesetzlichen Anforderungen (Artikel 1.1 der geänderten Verordnung vom 7. Februar 2012) wurde ein risikogerechtes Konzept umgesetzt. Daher wird die vollständige oder teilweise Anwendung dieses Ansatzes je nach Fall angepasst. So wird für den Maschinenraum die Explosionswahrscheinlichkeit direkt anhand der gesammelten Erfahrungen bewertet. Für Räume mit Batterien wird keine ATEX-Zündwahrscheinlichkeit bewertet: Jedes ATEX-Szenario wird konservativ mit einer sicheren Explosion assoziiert.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die erzielten Ergebnisse zeigen, dass das Risiko einer internen Explosion unter Kontrolle ist; das Risiko einer Kernschmelze liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

Angesichts des Risikos, das von den Batterieräumen im Elektrikgebäude (BL) ausgeht, wurde beschlossen, eine Änderung vorzunehmen, um die Ansammlung von Wasserstoff in den Batterieräumen zu vermeiden (PNPE1330). Insbesondere für den Raum L311 ist die Installation eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP) vorgesehen.

2.2.2.3 EPS Interne Überschwemmung

Im Rahmen des ⁴. RP 900 hat EDF eine interne Überschwemmungsstudie der Stufe 1 in Übereinstimmung mit internationalen Praktiken durchgeführt.

❖ **Methodik**

Der für die interne Überschwemmungs-PSA für die CPY-Stufe gewählte Ansatz basiert auf den Empfehlungen des EPRI-Leitfadens 1019194 „*Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment*“ vom Dezember 2009. Diese Methodik steht im Einklang mit der internationalen Praxis. Sie gliedert sich in zwei Phasen:

➤ **Qualitative Bewertung (Phase 1)**

Zunächst wurde das Kernkraftwerk Tricastin als repräsentativer Referenzstandort für den CPY-Stufenbereich im Rahmen der Studie zu internen Überschwemmungen ausgewählt. Konkret wurde Block 1 für die Bewertung herangezogen. Interne Überschwemmungszonen (ZII) werden anhand der Schnittstellen zwischen den Räumlichkeiten definiert. Jede interne Überschwemmungszone ist durch physische Barrieren, die die Ausbreitung des Wassers begrenzen, von ihren Nachbarzonen getrennt. Innerhalb dieser Zonen werden die verschiedenen potenziellen Überschwemmungsquellen, die betroffenen Anlagen sowie die verschiedenen Wege der Ausbreitung der Überschwemmung außerhalb dieser Zone erfasst. Zur Ergänzung der zuvor gesammelten Informationen wird zudem eine detaillierte Inspektion vor Ort durchgeführt.

Am Ende dieser Phase wird schließlich eine qualitative Auswahl der Zonen und Quellen für interne Überschwemmungen getroffen, um diejenigen Quellen aus dem Untersuchungsbereich auszuschließen, die keinen Einfluss auf die Sicherheit des Reaktorblocks haben.

➤ Quantitative Bewertung (Phase 2)

In dieser Phase werden die Szenarien für interne Überschwemmungen anhand des Ausbreitungsbereichs, der Quelle und der Durchflussmenge charakterisiert.

Die funktionalen Auswirkungen eines Überschwemmungsszenarios auf den untersuchten Reaktorblock werden ermittelt, indem die potenziell ausgelösten Auslöser sowie die durch die Einwirkung unbrauchbar gewordenen Anlagenkomponenten identifiziert werden. Zu diesem Zweck ermöglichen Massenbilanzberechnungen zwischen dem in einen Bereich einströmenden Durchfluss und den Abflussmengen in andere Bereiche die Ermittlung der durch die Überschwemmung erreichten Wasserhöhe und damit der betroffenen Anlagen.

Anschließend werden die Hochwasserhäufigkeiten für jedes zuvor charakterisierte Szenario berechnet, wobei einerseits das Auftreten von Damnbrüchen und andererseits vorunfallbedingte menschliches Versagen (Wartung, Leitungsfehler) als potenzielle Ursachen für eine interne Überflutung berücksichtigt werden.

Die Abstrafung des Verhaltens nach dem Unfall wird ebenfalls berücksichtigt, sofern erforderlich. Darüber hinaus können menschliche Maßnahmen zur Eindämmung der Überschwemmung von Fall zu Fall bewertet werden, sofern dies relevant ist.

Am Ende dieser Phase wird jedes interne Hochwasserszenario, das einen Auslöser hervorruft, modelliert, und die damit verbundenen transienten Vorgänge werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines internen Hochwassers abzuschätzen.

❖ Erkenntnisse aus den Studien

Die interne Überschwemmungs-Sicherheitsüberprüfung (EPS) zeigt den maßgeblichen Beitrag des Elektrizitätsgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge einer internen Überschwemmung, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte eine Überschwemmung im Elektrizitätsgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Die Redundanz der Stromkreise und ihrer internen Stromversorgungen (Dieselgeneratoren) sowie die Umsetzung der im Rahmen der 4. Sicherheitsüberprüfung der 900-MWe-Generationsstufe eingeführten „Hard Core“-Maßnahmen ermöglichen eine deutliche Verringerung dieses Risikos.

Darüber hinaus haben die Erkenntnisse aus den internen Überschwemmungs-Sicherheitsüberprüfungen (EPS) der CPY-Generation zur Umsetzung der Änderung „Schutz vor interner Überschwemmung der Räume des Strombahns B im 4. Stock des Elektrizitätsgebäudes – Bodenablauf“ (PNPE1279) geführt. Diese Änderung zielt darauf ab, eine Wasseransammlung in den Räumen des Trakts B im 4. Stock des Elektrizitätsgebäudes zu verhindern, wenn die Überschwemmung aus den Räumen des Trakts A stammt. Zudem wurde die Dichtheit der Bodenabläufe der ARE-VVP-Kammern für eine Wasserhöhe von 50 cm überprüft, wodurch bei einer Überschwemmung, die ihren Ursprung in diesen Räumen hat, eine Ausbreitung in die darunter liegenden Räume verhindert wird.

Die Umsetzung dieser Änderung sowie die Einführung der „Hard Core“-Maßnahmen im Rahmen des 4. RP 900 ermöglichen eine signifikante Verringerung des Risikos einer Kernschmelze, das dann in der Größenordnung von 10^{-6} pro Jahr und Reaktor liegt.

2.2.2.4 EPS für externe Überflutung

Die externe Überschwemmungs-Sicherheitsplanung (EPS) wurde erstmals für die in Betrieb befindlichen Reaktoren der 4. Generation (RP 900) entwickelt und angewendet und stellt somit eine technische Innovation im Bereich der Sicherheitsplanung für den französischen Reaktorpark dar.

❖ Methodik

Die externe Überschwemmungs-Sicherheitsbewertung der CPY-Generation wird für jeden der aggressionsanfälligen Blöcke durchgeführt, sofern nicht die Repräsentativität bestimmter Blöcke nachgewiesen werden kann, und zwar für alle Gebäude und alle Betriebszustände bei Brennstoff im Reaktorbehälter. Der für die Untersuchung des Hochwassers vorgesehene allgemeine Analyseansatz umfasst drei Schritte:

- Schritt 1 „*Charakterisierung des Risikos*“ – Die Abflussmessdaten für jedes Kernkraftwerk liegen für einen Zeitraum von etwa 100 Jahren vor. Die Repräsentativität der statistischen Hochrechnungen aus diesen Datensätzen auf Werte für ein tausendjähriges Hochwasser wird unter Berücksichtigung eines 70-prozentigen Konfidenzintervalls genutzt, um Unsicherheiten zu berücksichtigen. Jenseits dieser Wiederkehrwerte sind die Unsicherheiten zu groß, um die Relevanz der extrapolierten Abflussmengen zu gewährleisten und somit ein kontinuierliches Gefahrenpotenzial-Spektrum zu erstellen. Daher zielt diese probabilistische Analyse darauf ab, die Größenordnungen des mit dem Hochwasser verbundenen Risikos zu bestimmen, indem das Risiko anhand der Häufigkeiten definiert wird, die mit den für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen des Standorts herangezogenen Hochwasserständen verbunden sind.
- Schritt 2 „*Modellierung der Abläufe*“ – Für jedes der identifizierten Hochwasserszenarien werden die Schäden an der Infrastruktur analysiert, um die Auslöser des Modells – interne Ereignisse, die durch den Wassereintrich ausgelöst werden könnten, sowie die potenziellen Ausfälle der Schutzmaßnahmen, die zur Bewältigung der Folgen dieser Auslöser erforderlich sind, zu identifizieren. Menschliche Präventionsmaßnahmen (Umsetzung der in den Besonderen Verhaltensregeln vorgesehenen Schutzvorkehrungen) werden berücksichtigt, und die menschliche Zuverlässigkeit wird angesichts der Vorhersagbarkeit des Ereignisses mit einem Erfolgsfaktor in der Größenordnung von 1 quantifiziert. Schließlich werden auch die Maßnahmen der Betreiber nach einem Unfall (z. B. Maßnahmen vor Ort) analysiert, und die Ausfallwahrscheinlichkeit wird unter Berücksichtigung der Wasserstände am Standort und der materiellen Folgen *vor Ort* quantifiziert.
- Schritt 3 „*Risikobewertung*“ – Anschließend wird die Größenordnung des Risikos einer Kernschmelze quantifiziert.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Ergebnisse der externen Überschwemmungs-Sicherheitsüberprüfung (EPS) und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

2.2.2.5 EPS Erdbeben

Im Rahmen der Weiterführung des Betriebs nach 40 Jahren hat sich EDF verpflichtet, den „historischen“ Ansatz des Sicherheitsnachweises in Bezug auf Erdbeben durch eine Robustheitsanalyse zu ergänzen, wobei insbesondere Erdbebenstärken berücksichtigt werden, die deutlich über das Auslegungsniveau hinausgehen. Diese ergänzende Bewertung der Erdbebenrobustheit erfolgt mittels probabilistischer Sicherheitsstudien (EPS) für Erdbeben, die in geeigneter und schrittweiser Weise auf die gesamte CPY-Generationsstufe angewendet werden.

❖ **Methodik**

Das Programm zur Bewertung des Erdbebenrisikos der CPY-Stufe stützt sich auf einen stufenweisen Ansatz auf Ebene der gesamten Stufe, der die standardisierte Auslegung berücksichtigt und es ermöglicht, den Detaillierungsgrad der Untersuchung jedes Standorts an die Höhe des Risikos anzupassen.

- An den Standorten Tricastin und Chinon werden umfassende EPS-Erdbebenstudien gemäß internationalen Standards durchgeführt (Studie vom Typ 1), da diese Standorte als die für eine detaillierte probabilistische Analyse in Frage kommen. Die Ergebnisse und Erkenntnisse dieser Studien dienen als Grundlage für die Bewertung des Erdbebenrisikos bei den übrigen Anlagen der Palier-CPY-Generatoren.

Der für die Erdbeben-EPS Typ 1 gewählte Ansatz umfasst die folgenden Hauptschritte:

- a) Die Erdbebengefahrenstudie: Dabei geht es darum, für den betreffenden Standort die Häufigkeit des Auftretens von Erdbebenereignissen in Abhängigkeit von einem für ihre Intensität repräsentativen Parameter (typischerweise in Abhängigkeit von der maximalen Bodenbeschleunigung, der sogenannten PGA) zu bestimmen;

b) Die System- und Funktionsanalyse: Dabei geht es darum, die Ausfälle zu identifizieren und zu modellieren, die nach einem Erdbeben eine Unfallsequenz auslösen könnten, sowie die Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC), die zur Minderung dieser Sequenzen beitragen. Diese Analyse führt zu:

- die Erstellung der Seismic Equipment List (SEL), einer Liste der SSC, die in nicht unerheblichem Maße zum Risiko beitragen,
- einer Phase der Auswahl der Auslöser,
- einer Phase der Funktionsanalyse der Unfallsequenzen, die zur Entwicklung des EPS-Erdbebenmodells führt.

c) Erstellung der Fragilitätskurven für die Elemente der SEL: Dabei wird für jede in der SEL enthaltene SSC die Fragilitätskurve erstellt, die die bedingte Wahrscheinlichkeit ihres Versagens in Abhängigkeit vom seismischen Bodenbeschleunigungsniveau angibt. Die seismischen Fragilitätskurven werden gemäß internationaler Praxis bewertet. Dieser Schritt stützt sich insbesondere auf eine seismische Inspektion der Elemente der SEL und eine probabilistische Bewertung der auf die SSC einwirkenden seismischen Belastung;

d) Risikobewertung: Dabei werden die Ergebnisse der seismischen Gefahrenstudie, der Systemanalyse und der Funktionsanalyse sowie die Fragilitätskurven kombiniert, um die Häufigkeiten von Kernschmelzen, der Freilegung von Brennstoff im Brennelementlagerbecken und von durch ein Erdbeben verursachten Freisetzen abzuschätzen.

- An den anderen Standorten der CPY-Stufe, bei denen die Abdeckung des Erdbebenrisikos durch das eines anderen Standorts nicht a priori nachgewiesen werden kann (Vorhandensein standortspezifischer Besonderheiten), werden ebenfalls Erdbeben-EPS-Studien auf der Grundlage der Elemente der Erdbeben-EPS des Standorts Tricastin und Chinon durchgeführt. Diese EPS-Erdbebenstudien (Studien vom Typ 2) werden in Übereinstimmung mit internationalen Praktiken und mit dem gleichen Detaillierungsgrad wie eine Studie vom Typ 1 durchgeführt, profitieren bei ihrer Umsetzung jedoch von den gewonnenen Erfahrungen und den Entwicklungen, die für die EPS-Erdbebenstudien von Chinon und Tricastin (Typ 1) der CPY-Stufe vorgenommen wurden.

Für Standorte der Stufe CPY, bei denen aufgrund ihrer Seismizität ein geringes Erdbebenrisiko zu erwarten ist, ist die Durchführung einer vollständigen Erdbeben-Risikobewertung (EPS) mit einer spezifischen Ermittlung der wichtigsten Risikofaktoren im Verhältnis zum Einsatz nicht gerechtfertigt. Eine vereinfachte Studie zur Bewertung eines repräsentativen Wertes für das Erdbebenrisiko der Anlage (Studie vom Typ 3) wird aus den Erkenntnissen der anderen Erdbeben-EPS der CPY-Stufe abgeleitet, um die Akzeptanz dieses Risikos nachzuweisen.

❖ Erkenntnisse aus den Studien

Die Ergebnisse der Erdbeben-EPS und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

2.2.2.6 Gesamtzusammenfassung der EPS

Im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generatorstufe hat sich EDF zum Ziel gesetzt, das Risiko einer Kernschmelze unter Berücksichtigung aller Ursachen, d. h. unter Einbeziehung aller Auslöser (interne Auslöser im Reaktordruckbehälter, durch interne wie externe Einflüsse verursachte Auslöser), an das Ziel der Kernreaktoren der dritten Generation anzunähern. In diesem Zusammenhang hat sich EDF zum Ziel gesetzt, ein Kernschmelzrisiko unter Berücksichtigung aller Ursachen von etwa 10^{-5} pro Jahr und Reaktor anzustreben.

Die im Rahmen dieser Überprüfung eingeleiteten Änderungen und die Einrichtung eines „Noyau Dur“ zur Vorbeugung und Bewältigung von „Noyau Dur“-Situationen, wie sie in den 2014 nach dem Unfall von Fukushima erlassenen ASN-Entscheidungen vorgeschrieben sind, ermöglichen es, dieses Ziel zu erreichen.

Die durchgeführten probabilistischen Bewertungen ermöglichen es zudem, die Relevanz der im Rahmen der periodischen Überprüfung vorgeschlagenen Änderungen zu validieren (z. B. Zuverlässigkeitsverbesserung der Druckhalterventile, PNPE1216) und deren Auswirkungen in bestimmten Fällen zu optimieren (Leitung H3, Zuverlässigkeitsverbesserung der Lüftungsanlagen).

Nach Abschluss dieser Arbeiten ergeben die für die CPY-Stufe durchgeführten probabilistischen Bewertungen eine Schätzung des Kernschmelzrisikos nach der vierten periodischen Überprüfung in der Größenordnung von etwa 10^{-5} pro Jahr und Reaktor. Die Hauptursachen für diese Erhöhung sind Brände im Elektroraum.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

- Erkenntnisse aus der externen Überschwemmungs-EPS:

Eine probabilistische Analyse von Flusshochwasser wurde für Tricastin durchgeführt (TTS der CPY-Stufe). In Bezug auf die Szenarien, die anhand der für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen des Standorts herangezogenen Hochwasserstände identifiziert wurden, kommt die Analyse zu dem Schluss, dass keine induzierten Auslöser für den Reaktor vorliegen. Darüber hinaus verfügt der Standort jenseits dieses Pegels über erhebliche Sicherheitsmargen, bevor der gesamte Schutz verloren geht.

Angesichts der bestehenden Sicherheitsmargen der Schutzvorrichtungen von Tricastin jenseits des für den Schutz vor extremsten Hochwassern (CM3) festgelegten Pegels ist das Erreichen eines Pegels, der zum „*Klippeneffekt*“ führt, äußerst unwahrscheinlich. Das mit dem ersten Auslöser verbundene Risiko, der über dem CM3-Pegel auftritt (Ausfall externer Stromquellen), wird auf etwa $4 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr und Reaktor geschätzt, bei einer konservativ auf 10^{-5} pro Jahr festgelegten Hochwasserhäufigkeit.

Die wesentlichen Risikofaktoren sind der Ausfall von Transformatoren (TP/TS/TA) sowie von Anlagen der Pumpstation und der Dieselgebäude im Falle eines Szenarios, bei dem das erhöhte Jahrtausendhochwasser überschritten wird.

Für den Standort Tricastin wurde zudem eine probabilistische Analyse des Risikos durchgeführt, das mit einer Überschwemmung infolge eines Rohrbruchs im Kühlwasserkreislauf (CRF) im Maschinenraum oder auf der Plattform verbunden ist. Das Risiko einer Ausbreitung einer externen Überschwemmung auf Gebäude, die für das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Reaktorblöcke erforderliche Ausrüstung enthalten, wird somit auf etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor geschätzt und als akzeptabel angesehen. Die bestehenden Vorkehrungen werden als ausreichend wirksam erachtet, insbesondere nach der Umsetzung der Änderung der Isolierung des CRF im Falle der Erkennung einer Wasserlache auf der Plattform des Reaktorblocks (PNPP1943).

- Erkenntnisse aus dem Erdbeben-EPS:

Aus dem Erdbeben-Stresstest (EPS) für den Kessel der Stufe 1 in Tricastin konnten folgende Erkenntnisse gewonnen werden:

- Die geschätzte durchschnittliche Häufigkeit einer Kernschmelze infolge eines Erdbebens in einem für den Standort Tricastin repräsentativen Reaktorblock liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor. Die „Noyau Dur“-Maßnahmen ermöglichen eine Verringerung des Kernschmelzrisikos um mehr als 70 % bei Erdbebenstärken bis hin zum SMS (Wiederkehrperiode von 10.000 bis 20.000 Jahren).
- Erdbeben, die weit über das SND hinausgehen (mit einer Wiederkehrperiode von mehreren hunderttausend Jahren), haben ein überwiegendes Gewicht. Die Methoden zur Gewährleistung einer groben Schätzung von Die Eintrittswahrscheinlichkeit dieser Erdbeben und deren Ausmaß spiegeln die Grenzen der Methoden wider, die zur Bewertung der Wahrscheinlichkeit solcher Ereignisse in erdbebensicheren Ländern wie Frankreich angewendet werden, und nicht das mit diesen Erdbeben verbundene Risiko.

- Da das Versagen der Heizölbehälter einen wesentlichen Risikofaktor darstellt, werden diese am Standort Tricastin (PNPE1238) erdbebensicher verstärkt.

Die Erdbeben-Sicherheitsbewertung für Tricastin wurde einer unabhängigen Überprüfung durch ein Gremium internationaler Experten (Peer Review) unterzogen. Diese Überprüfung kam zu dem Schluss, dass die Studie den aktuellen internationalen Praktiken und den Referenznormen entspricht.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Änderungen:

- PNPE1277 Band A „Brandschutz für Kabel des Notstromversorgungsschranks LNE“,
- PNPE1277 Band B „Brandschutz für SFS-Kabel in den Elektroräumen“,
- PNPE1277 Band C „Brandschutz für die Steuerkabel der Einlassventilschließung der TP ASG“,
- PNPE1279 „Interner Hochwasserschutz der Räume der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf“,
- PNPE1216 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der SEBIM-Ventilsteuerung im Brandfall“

Wurden vollständig am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1277 Band D „Absicherung der Schließsteuerung des Einlassventils der ASG-TP durch die Installation einer Steuerung im Kontrollraum“,
- PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und einer festen Nachspeiseleitung für das Brennelagerbecken durch SEG“,
- PNPE1238 „Erhöhung der Erdbebensicherheit der Heizölbehälter“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4 RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPE1330 „Änderung zur Vermeidung von Wasserstoffansammlungen in den Batterieräumen“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt:

- im Rahmen einer spezifischen Planung mit Frist bis Ende 2023 für den Raum L311 (PNPE1330 Band A „Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP) im Batterieraum“,
- im Rahmen der Phase B der Änderungen am 4 RP 900 für die übrigen Batterieräume (PNPE1330 Band B „Aufrechterhaltung der H₂-Absaugung bei Ausfall der LBi-Quellen“).

2.3 SCHLUSSFOLGERUNG

Die Umsetzung der Ziele in Bezug auf Störfälle basiert auf zwei sich ergänzenden Ansätzen: dem deterministischen und dem probabilistischen Ansatz.

Die deterministischen Studien ermöglichen eine Neubewertung der Auslegungsanforderungen der Anlagen, um insbesondere den Zustand der Anlage, die Betriebserfahrung, den Wissensstand und die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen. EDF hat zudem die WENRA-Referenzwerte (verschärfend, Bedienerverzögerung) berücksichtigt und eine Klimabeobachtung eingerichtet.

Dieser Ansatz ermöglichte es, mögliche Maßnahmen zum Schutz vor Störfällen zu definieren, die darauf abzielen, die Risiken von Gemeinsamströmungsstörungen in den für die Rückkehr in einen sicheren Zustand und dessen Aufrechterhaltung erforderlichen Systemen zu minimieren und die Akzeptanz der radiologischen Folgen dieser Störfälle sicherzustellen.

EDF erfüllt damit im Rahmen des 4^{RP} 900 die Sicherheitsanforderungen für die Untersuchung von Störfällen auf dem Niveau der fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren.

Die probabilistischen Sicherheitsstudien, einschließlich der Störfälle, ermöglichten es, die Robustheit der Anlagen zu überprüfen, indem ein Risiko einer Kernschmelze in der Größenordnung von etwa 10^{-5} pro Jahr und Reaktor abgeschätzt wurde.

Ergänzende Studien wurden und werden noch durchgeführt, um den Vorgaben der ASN (französische Atomaufsichtsbehörde) im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4^{RP} 900 nachzukommen.

ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFLAGERBECKEN

ZUSAMMENFASSUNG

3	LAGERBECKEN FÜR BRENNSTOFF	182
3.1	ZIEL	183
3.2	ERFÜLLUNG DES ZIELS	183
3.3	SCHLUSSFOLGERUNG	194

3 LAGERBECKEN FÜR BRENNSTOFF

Das Thema „Sicherheit der Lagerung von Brennelementen im Lagerbecken des Brennstoffgebäudes (Brennstofflagerbecken)“ des ⁴ RP 900 befasst sich mit dem Risiko der Freilegung der Brennelemente im Brennstofflagerbecken bei einem Verlust der Kühlung oder einem Verlust des Wasserstands durch unbeabsichtigtes Ablassen.

Die Verbesserung der Sicherheit bei der Lagerung in Brennelementbecken war Gegenstand mehrerer Sitzungen der Ständigen Gruppen (insbesondere der Ständigen Reaktorgruppen im November 2002 und April 2005), die dazu führten, dass dieses Thema bei den ³ Überprüfungen für die 900-MWe- und 1300-MWe-Blöcke sowie bei der N4-Generation im Rahmen der 1. RP.

Mehrere Änderungen, die sich aus der Prüfung dieses Themas ergaben, sind bereits in die Blöcke der Baureihe CPY integriert:

- automatische Abschaltung der PTR-Pumpen und automatische Absperrung der PTR-Saugleitung bei Erreichen eines sehr niedrigen Füllstands im Brennelementlagerbecken (PNXX1752 und PNPP1402),
- Einrichtung einer analogen Messung des Wasserstands im Brennstofflagerbecken (PNXX1752),
- Motorisierung des Ventils der Transferleitung (PNPP1403),
- Einbau einer zweiten statischen Dichtung am Damm des Reaktorgebäudebeckens (PNPP1401),
- Hinzufügen einer neuen Druckmesskette für die RIS-Akkumulatoren (PNPP1474),
- Neudimensionierung des Siphonbrechers der PTR-Druckleitung, um eine durch einen Schieberbruch an dieser Leitung ausgelöste Entleerung durch Siphonwirkung zu unterbrechen (PNPP1289).

Darüber hinaus ermöglichen zusätzliche materielle und organisatorische Maßnahmen, die im Rahmen des Post-Fukushima-Programms von EDF (siehe [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)) nach dem Unfall von Fukushima umgesetzt wurden, eine verstärkte Prävention gegen das Aufdecken von Brennelementen. Die wichtigsten Änderungen sind folgende:

- Installation eines Notstromdiesels (DUS) (PNPP1666) zur Versorgung der Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelement-Lagerbeckens,
- Einrichtung einer Nachspeisung, die die Wasserversorgung des Brennelement-Lagerbeckens über die Nachspeisewasserquelle des Kernreaktors ermöglicht (PNPP1714 und PNPE1258),
- Verstärkung der Messketten für die „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelement-Lagerbeckens (PNPP1679 und PNPP1907), Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennstofflagerbecken (PNPP1824) sowie von „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen für das Becken im Reaktorgebäude (PNPE1128),
- Einrichtung einer automatischen Schließvorrichtung für die Ventile an den Filterleitungen des Reaktorgebäudes bei Erreichen eines niedrigen Wasserstands im Reaktorgebäude (PNPP1780),
- Einrichtung von Notsteuerungen, die es ermöglichen, die gerade gehandhabten Brennelemente (ACEM) bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung (PNPP1549).

3.1 ZIEL

Im Rahmen des ⁴. RP 900 hat sich EDF das Sicherheitsziel gesetzt, das Aufdecken von Brennelementen bei unbeabsichtigten Entleerungen und Kühlmittelausfällen äußerst unwahrscheinlich zu machen.

3.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil Lager

❖ **Intrinsische Zündquellen im Brennelementlagerbecken**

Die Studien zur Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken wurden nach der Auslegung eingeführt und sind somit Teil der Studien des ergänzenden Bereichs.

Die Studien zum Kühlmittelverlust haben gezeigt, dass die Brennelemente im Lagerbecken für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslöseereignisse nicht freigelegt werden.

Die ausgewählte ergänzende Maßnahme ist die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems des Reaktorblocks (JPI) in einer Konfiguration zur Unterstützung des Brennelement-Lagerbeckens. Das Erreichen eines stabilen Endzustands nach der manuellen Inbetriebnahme einer Nachspeisung in das Brennelementlagerbecken wird nachgewiesen. Dieser stabile Zustand ist definiert als der Zustand, in dem die Nachspeisung die Verdunstung ausgleichen kann.

Die Untersuchungen zu unbeabsichtigten Entleerungen des Brennelement-Lagerbeckens haben es ermöglicht, für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslösebedingungen zu überprüfen, dass die Brennelemente im Brennelement-Lagerbecken nicht freigelegt werden, und zwar dank der folgenden zusätzlichen Maßnahmen:

- das Schließen des Ansaugventils des Brennelement-Lagerbeckens nach Erreichen des Schwellenwerts „*sehr niedriger Füllstand*“ erreicht ist, wodurch die Entleerung gestoppt wird (PNPP1402);
- die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems des Reaktorblocks (JPI) in einer Konfiguration zur Unterstützung des Brennelement-Lagerbeckens, wodurch der Rückgang des Niveau durch Verdunstung.

Darüber hinaus hat EDF nach Abschluss der Systemkonformitätsprüfungen (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4) in den ergänzenden Bereich Szenarien für die Entleerung des Brennelement-Lagerbeckens aufgenommen, die von der BR-Seite aus initiiert werden. Um diese Szenarien zu bewältigen, wird die Änderung zur Verstärkung des Ventils der Transferleitung umgesetzt, um das Schließen dieses Ventils unter Durchfluss zu gewährleisten (PNRL1895).

Der stabile Zustand ist definiert als der Zustand, in dem die Entleerung unterbrochen ist und in dem die Nachspeisung die Verdunstung ausgleichen kann.

❖ **EPS Interne Ereignisse Stufe 1 BK**

EDF hat probabilistische Sicherheitsstudien zu internen Ereignissen der Stufe 1 (EPS EI N1) durchgeführt, um die Risiken einer Freilegung der unter Wasser befindlichen Brennelemente im Brennelementlagerbecken (für alle Blockzustände) zu bewerten, die im Zusammenhang stehen mit:

- Szenarien eines Kühlmittelverlusts im Brennelementlagerbecken,
- mit einer schnellen Entleerung des Brennelement-Lagerbeckens.

Die vorliegende probabilistische Studie zu den Risiken im Zusammenhang mit Szenarien einer schnellen Entleerung des Brennelement-Lagerbeckens berücksichtigt die Ergebnisse der GPR vom 21. April 2005, die sich auf die Zuverlässigkeit des PTR-Systems konzentrierte, sowie die Auswirkungen der Anweisung des 3-RP 1300. Sie wird somit ergänzt durch:

- die Vollständigkeit der im EPS-Modell untersuchten Auslöser, die hinsichtlich des Verlaufs und des Entleerungsmechanismus für die Szenarien im Zusammenhang mit Leitungsfehlern erweitert wurde,
- neue Szenarien für Rohrbrüche.

Bei Kühlmittelverlusten im Brennelementlagerbecken liegt die Wahrscheinlichkeit der Freilegung von Brennelementen unter 10^{-8} / Jahr.Reaktor. Die wesentliche Maßnahme, die zu diesem Ergebnis beiträgt, ist die Nachspeisung mit entmineralisiertem Wasser (SED) und anschließend mit Löschwasser (JPI).

Die probabilistische Untersuchung von unbeabsichtigten Entleerungen des Brennelement-Lagerbeckens ergibt eine Wahrscheinlichkeit für das Freiliegen der Brennelemente von etwa 10^{-9} / Jahr.Reaktor. Die technische Änderung, die das automatische Schließen des Ansaugventils des PTR-Kreislaufs des Brennelementlagers bei dem Signal „*sehr niedriger* Füllstand“ des Brennelementlagers (PNPP1402) ermöglicht, trägt wesentlich zur Verringerung des Risikos der Freilegung der Brennelemente bei.

Diese probabilistischen Studien ermöglichen es, ergänzend zu einem deterministischen Ansatz zu überprüfen, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und Kühlmittelverlusten im Brennelementlagerbecken dank der vorhandenen Schutzmaßnahmen äußerst unwahrscheinlich ist.

❖ **Beständigkeit gegen Einwirkungen**

➤ **Deterministischer Teil**

Ergänzend zu den Untersuchungen zu den im Brennstoffgebäude vorhandenen intrinsischen Zündquellen betreffen die im Rahmen des 4-RP 900 zum Thema „*Sicherheit der Lagerung abgebrannter Brennelemente im Brennelementbecken*“ durchgeführten Überprüfungen folgende Aspekte:

- Überprüfung der Unversehrtheit der Brennelemente gegenüber Beanspruchungen der Systeme, die die Ableitung der Restleistung und die Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennstofflagerbecken,
- Berücksichtigung der internationalen Erfahrungen nach Erdbeben durch Einbeziehung der Erfahrungen aus Kashiwazaki-Kariwa (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.5),
- Berücksichtigung des Absturzes von Flugzeugen der allgemeinen Luftfahrt auf das Brennelementlager (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.16),
- Durchführung einer probabilistischen Analyse der Belastungen, was dem höchsten internationalen Standard in diesem Bereich entspricht.

EDF hat auf der CPY-Stufe die Robustheit der Systeme überprüft, die die Ableitung der Restleistung und die Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennelementlagerbecken bei Einwirkungen wie Brand, interner Überschwemmung, Rohrleitungsausfällen, interner Explosion, Erdbeben und dem Herabfallen schwerer Lasten gewährleisten.

Für den Brandfall sieht EDF vor, die PTR-Pumpen durch eine Brandschutzwand zu trennen (physische Trennung der PTR-Kühlkreisläufe – PNPP1949), um das Risiko einer Brandausbreitung von einer PTR-Pumpe auf die andere sowie das Risiko einer Beschädigung der Stromversorgungskabel beider Kreisläufe auszuschließen. Außerhalb des Pumpenraums verlaufen die Stromkabel der beiden Pumpen systematisch in unterschiedlichen Brandräumen, wodurch das Risiko einer Gleichtaktstörung vermieden wird.

Für Explosionsszenarien, die zu einem Ausfall der PTR-Kühlung und der JPI-Nachspeisung führen, wird die Nachspeisung des Brennstofflagers durch die Nachspeisewasserquelle für den Kern (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) genutzt, um eine Unterkühlung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente zu vermeiden.

Um die Rohrleitungen für die Kern-Nachspeisung und die PTR-bis-Kühlung des BK-Beckens sowie die Rohrleitungen für die normale PTR-Kühlung zu schützen, führt EDF eine Verstärkung eines Trichters im BK durch, um dessen Robustheit bei einem Lastabfall sicherzustellen (PNPE1443).

➤ **Probabilistischer Teil**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den Umfang der EPS BK auf den Bereich der internen und externen Einwirkungen ausgeweitet, die risikobehaftet und durch den EPS-Ansatz quantifizierbar sind. Der allgemeine Analyseansatz wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2 zu den probabilistischen Sicherheitsstudien zu „Ereignissen“ im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel dargelegt.

Die probabilistische Betrachtung des Risikos im Zusammenhang mit dem Aufdecken von Brennelementen untermauert den Nachweis der Robustheit der Anlage gegenüber Beanspruchungen:

- **Brand:** Das Risiko des Aufdeckens von Brennelementen im Brennelementlagerbecken wird im Falle eines Brandes auf etwa 10^{-8} pro Jahr geschätzt.
- **Interne Überflutung:** Die durchgeführten Studien kommen zu dem Schluss, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei etwa 10^{-10} pro Jahr liegt, wobei sowohl die klassischen als auch die letzten Nachladungen oder sogar zusätzliche Nachladungen.
- **Interne Explosion:** Die Analyse umfasst alle Bereiche, in denen aufgrund einer Wasserstofffreisetzung die Gefahr der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre besteht, deren Explosion Auswirkungen auf Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann, insbesondere im Brennelementgebäude (BK). Die Häufigkeit der Freilegung von Brennelementen liegt in der Größenordnung von 10^{-8} pro Jahr und Reaktor.
- **Externe Überschwemmung und Erdbeben:** Die Ergebnisse dieser EPS und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien unter Berücksichtigung ihrer standortabhängigen Natur

➤ **Ergänzende Untersuchungen**

Darüber hinaus wird EDF gemäß den Vorgaben der ASN auf der Grundlage der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 ergänzende Studien durchführen:

[AGR-E-I] (Abschnitt zum Brennelementlagerbecken):

„Der Betreiber legt geeignete Betriebsvorschriften fest und setzt diese um, die Maßnahmen zur Begrenzung der Brandlasten und zur Begrenzung von Arbeiten, die einen Brandausbruch verursachen können, in den folgenden Räumlichkeiten umfassen:

- *Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko [...] der Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt;*
- *Räumlichkeiten, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffnete Position im Brandfall [...] zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlung des Brennelementlagers.“ [AGR-E-II] (Abschnitt zum*

Brennelementlager):

„Der Betreiber ermittelt, unabhängig von deren Zuverlässigkeit, die Brandschutzvorrichtungen, deren Ausfall [...] zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlvorrichtungen des Brennelementlagers führt. Er setzt Maßnahmen ein, um das Ausfallrisiko dieser Vorrichtungen zu verringern, und legt die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen fest.“

Schließlich wurden im Falle einer internen Explosion im Rahmen der Vorschrift [AGR-G-II] ergänzende Untersuchungen zum Lagerbecken des Brennstoffgebäudes durchgeführt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.2).

❖ **Bewertung des Verhaltens der CPY-Lagerung bei den für den EPR Flamanville 3 ausgewählten Transienten**

EDF hat die Auswirkungen der Auslegungsparameter, die für den Entwurf des EPR Flamanville 3 gewählt wurden, bei der Auslegung der in Betrieb befindlichen Anlage jedoch nicht berücksichtigt wurden, auf das Verhalten der Brennelementbecken der CPY-Generation bewertet.

Für alle Betriebsbedingungen des EPR Flamanville 3 werden die Sicherheitsziele erreicht (keine Freilegung der gelagerten oder gehandhabten Brennelemente), entweder mit Regeln vom Typ „Auslegungsbereich“ oder mit Regeln des Ergänzungsbereichs.

Transienten:

- Ausfall eines PTR-Kühlkreises oder einer Hilfsfunktion in Zuständen außerhalb von RCD und APR,
- bei vollständigem Ausfall der externen Stromversorgung,

erfüllen die Kriterien gemäß den Regeln des „*Auslegungsbereichs*“: Diese Transienten führen zum Verlust der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens durch das PTR-System, doch ist die Kinetik ausreichend langsam (die Autonomie des Beckens beträgt mehr als 72 Stunden), um den Einsatz aller festen oder mobilen, klassifizierten oder nicht klassifizierten Einsatzmittel zu ermöglichen, die derzeit im Rahmen des ⁴. RP 900 verfügbar oder im Einsatz sind. Für den Transienten des vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung in den Zuständen RCD und APR erfolgt die Wasserzufuhr zum Brennelementlagerbecken über den JP des benachbarten Blocks.

Ergänzend dazu hat EDF für Transienten, die durch einen Ansatz vom Typ „*Domaine Complémentaire*“ begründet sind, analysiert, ob mögliche materielle oder betriebliche Vorkehrungen getroffen werden könnten, um die Sicherheitskriterien unter Anwendung von Auslegungsregeln vom Typ „*Domaine de Dimensionnement*“ einzuhalten.

Für den Übergangsfall beim Ausfall eines Kühlkreislaufs PTR oder einer Stützfunktion im RCD- und APR-Zustand bei isolierter Übertragungsleitung besteht eine Möglichkeit darin, die Betriebsabläufe anzupassen, indem die Vorschriften der Technischen Betriebsspezifikationen (erforderliche Ausrüstung) geändert werden, die im RCD- und APR-Zustand bei isolierter Übertragungsleitung gelten, und deren Umsetzung im Betrieb. Die Umsetzung einer zweiten Wassernachspeisung über SEG, gespeist vom DUS, wird realisiert.

Darüber hinaus führt EDF für den isolierbaren Absperrschieber an der Ansaugleitung des PTR-Kreislaufs führt EDF eine materielle Änderung (PNPE1344) durch, die darauf abzielt, die Absperrung des im Rahmen der Änderung PTR bis installierten Ventils zu automatisieren, um eine Redundanz mit der automatischen Absperrung des bereits in der Saugleitung des PTR-Kreislaufs vorhandenen Ventils zu gewährleisten.

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-B-I] wird EDF in einem eigenen Kapitel des Sicherheitsberichts die Auslegungsregeln im Zusammenhang mit dem Sicherheitsnachweis für das Brennelementlagerbecken sowie die ausgewählten Störfall- oder Unfallsituationen aufnehmen. Dieses Kapitel umfasst die folgenden Situationen:

- Situationen mit teilweise oder vollständigem Verlust der Kühlung des Wassers im Brennelementlagerbecken,
- Situationen mit Rohrbruch an einem absperzbaren Abschnitt, der mit dem Brennelementlagerbecken verbunden ist.

Nach Ablauf dieser Vorschrift wird EDF die erforderlichen Änderungen umsetzen (PNPE1344 und die Wasserzufuhr „Noyau Dur“ zum Brennelementlagerbecken (siehe Abschnitt „*Entwicklungen im Design der Brennelementlagerbecken: Wasserzufuhr „Noyau Dur“ und Anordnung PTR bis*“)).

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-B-II] hat EDF einen Zeitplan für die Durchführung von Studien zu Situationen festgelegt, die das Becken des Brennstoffgebäudes betreffen und durch den Ausfall einer nicht als erdbebensicher eingestuften Anlage im Falle eines Erdbebens verursacht werden könnten, wobei die in der Vorschrift [PISC-B-I] genannten Regeln zugrunde gelegt wurden. Nach Abschluss dieser Untersuchungen wird EDF die gegebenenfalls vorzunehmenden Änderungen unter Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Anforderungen und des entsprechenden Zeitplans festlegen.

❖ **Untersuchungen zu Unfallsituationen im Zustand „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ (APR)**

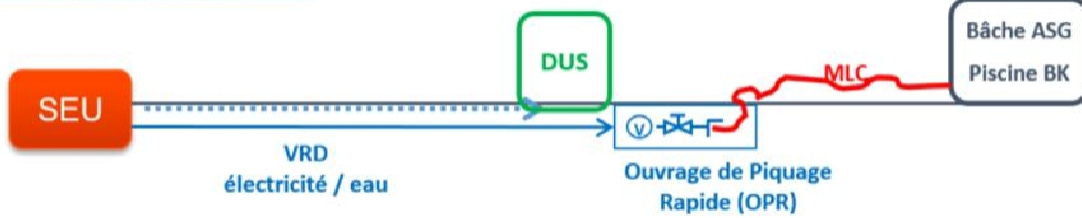
Im Rahmen der Anweisung GP Bilanz RP4 900 in Anwendung der Vorschrift [PISC-B-II] hat EDF einen Zeitplan für die Durchführung von Untersuchungen zu Situationen mit Kühlmittelausfall oder Entleerung des Reaktorgebäudebeckens festgelegt, wenn die beiden Becken über das Übertragungsrohr miteinander verbunden sind, einschließlich der Fälle, in denen sich ein Brennelement im Übertragungsrohr befindet, unter Berücksichtigung der in der Vorschrift [PISC-B-I] genannten Regeln. Nach Abschluss dieser Studien wird EDF die gegebenenfalls vorzunehmenden Änderungen unter Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Aspekte und des entsprechenden Zeitplans festlegen.

❖ **Entwicklungen im Design von Brennelementbecken: Hinzufügung von „Noyau Dur“ und Anordnung „PTR bis“**

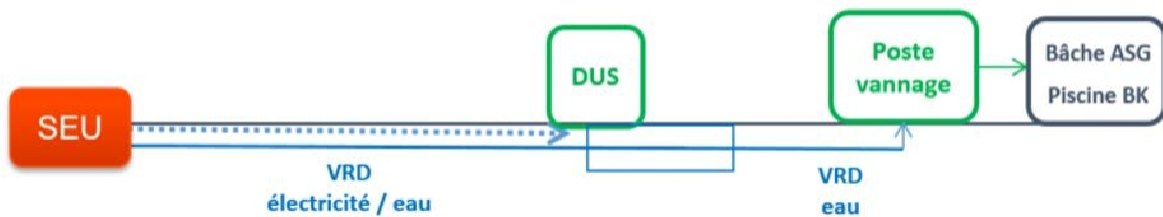
EDF führt zudem bauliche Maßnahmen durch, die die Sicherheit der Brennelagertanks weiter erhöhen:

- Die „Noyau Dur“-Nachspeisung im Brennelementlagerbecken (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)), die eine zusätzliche Möglichkeit zur Wassernachspeisung im Brennelementlagerbecken bietet:
 - In der Konfiguration nach Fukushima in der Phase „*dauerhafte Maßnahmen*“ erfolgt die Umsetzung durch die Änderung PNPP1714: Diese Änderung umfasst die Verlegung der elektrischen Versorgungsleitungen (VRD) bis zum DUS und der Wasserversorgungsleitungen (VRD) bis zu einer Schnellanschlussstelle. Die Verbindung zwischen der Schnellanschlussstelle und dem Brennelementlagerbecken erfolgt über lokale Notfallmaßnahmen.
 - In der Konfiguration „Noyau Dur“ erfolgt die Umsetzung durch die Änderung PNPE1258 (siehe [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)): Die letzte Wasserquelle wird über feste Einrichtungen mittels VRD-Verbindungen „Noyau Dur“ für Wasser an die Verbraucher angeschlossen.

« Moyens pérennes »



« Moyens Noyau Dur »



Prinzipskizze der „Noyau Dur“-Notversorgungsanlage für das Brennelementlagerbecken

- Über das Sicherheitsziel der Nichtfreilegung der Brennelemente hinaus richtet EDF eine zusätzliche und diversifizierte Maßnahme namens „PTR bis“ (PNPP1907) ein, um das Management von Situationen mit Kühlausfall im Brennelementlagerbecken zu verbessern.

Im Normalbetrieb wird die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens durch das PTR-System gewährleistet. Das Notfallkonzept für Situationen mit Kühlausfall im Brennelement-Lagerbecken besteht darin, die Restleistung der im Brennelement-Lagerbecken befindlichen Brennelemente durch Verdampfung des Beckenwassers abzuführen. Die Brennelemente werden durch manuelles Nachfüllen des Brennstofflagerbeckens unter Wasser gehalten, das durch das Brandschutzsystem der Reaktoranlage JPI gewährleistet wird, das als ergänzende Maßnahme im Sicherheitsnachweis berücksichtigt wurde.

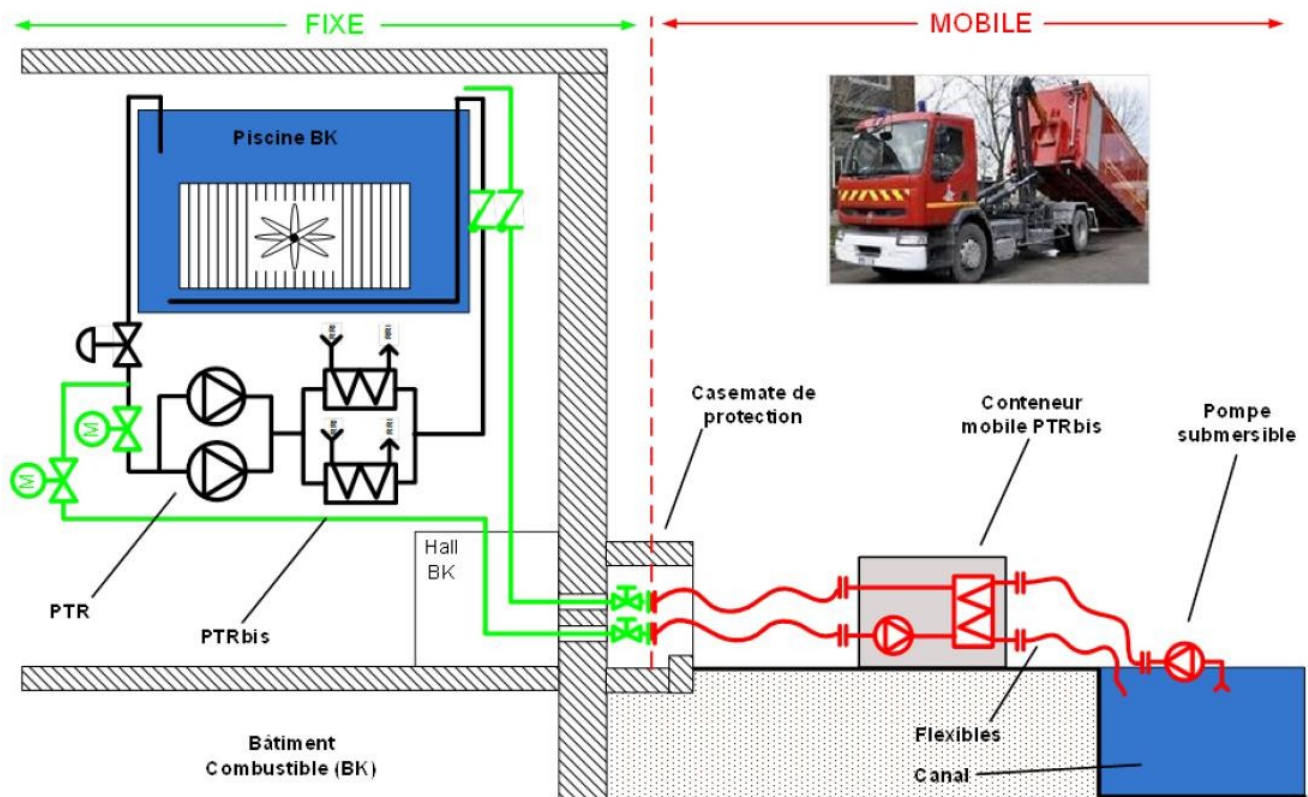
Die Wiederaufnahme der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens erfolgt durch die Wiederinbetriebnahme einer PTR-Kühlkette. Der Nachweis der einwandfreien Funktion und der Fähigkeit des PTR-Kreislaufs, bei einem siedenden Becken zu starten, wurde im Rahmen des 3 RP 900 erbracht.

Durch die Hinzufügung der Vorrichtung „PTR bis“ steht zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen eine Ausfallsicherheit für die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementlagebeckens zur Verfügung, die auf einer diversifizierten Kältequelle basiert. Diese Art von Anordnung ermöglicht es, das Design der Reaktoren der CPY-Generation dem der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 anzunähern.

Dieser zusätzliche Kühlkreislauf stützt sich hauptsächlich auf mobile Anlagen, die vor Ort angeliefert, angeschlossen und von der Force d'Action Rapide du Nucléaire (FARN) in Betrieb genommen werden.

Diese Geräte sind über fest installierte Rohrleitungen, die an der Vorderseite des BK münden, mit dem Brennelementlagerbecken verbunden. Durch den Einbau eines motorbetriebenen Ventils auf der Saugseite und einer Rückschlagklappe auf der Druckseite des PTR-Kühlkreislaufs wird die Zuverlässigkeit der Wasserstandsregelung im Hinblick auf die Vermeidung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung erhöht.

Die gesamte mobile Ausrüstung und die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass sie den Transport und den Einsatz vor Ort vereinfachen und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglichen.



Prinzipskizze des mobilen Kühlkreislaufs für das Brennelementlagerbecken (PTR bis)

Die FARN-Teams setzen das PTR-bis-System innerhalb von 24 Stunden nach dessen Auslösung in folgenden Situationen eines Kühlungsausfalls im Brennelementlagerbecken ein:

- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Blockkühlquelle,
- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Blockstromversorgung,
- intrinsischer Ausfall des PTR-Systems.

Ergänzend dazu wird EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des ⁴. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-C] überprüfen, ob im Falle eines Angriffs, eines Zwischenfalls oder eines Unfalls ein sicherer Zustand erreicht und aufrechterhalten werden kann, der durch das Ausbleiben eines Siedevorgangs im Brennelementlagerbecken gekennzeichnet ist. EDF wird die Situationen identifizieren, in denen ein solcher Zustand mit den in der Sicherheitsnachweisung ausgewiesenen Mitteln nicht erreicht werden kann. EDF wird die erforderlichen Maßnahmen zur Verbesserung der Prävention dieser Situationen definieren und umsetzen und sieht Maßnahmen für das Management nach einem Unfall vor, um diesen sicheren Zustand ohne Sieden langfristig zu erreichen.

Das PTR-bis-System kann auch für das langfristige Management ($\approx t_0 + 15$ Tage) von „Hard Core“-Situationen (vgl. [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)) eingesetzt werden, in denen die Erreichbarkeit des Standorts aufgrund extremer Bedingungen, die alle Blöcke desselben Standorts betroffen haben, als schwierig angenommen wird. Es ermöglicht somit die Wiederherstellung der Kühlung:

- des Brennelement-Lagerbeckens und des Reaktorgebäudebeckens in APR-Zuständen mit miteinander verbundenen Becken,
- des Brennelement-Lagerbeckens in Nicht-APR-Zuständen.

Schließlich ermöglicht das PTR-bis-System durch die Unterbindung des Siedens im Becken die Wiederherstellung einer Atmosphäre im Reaktorgebäude, die mit dem ordnungsgemäßen Betrieb der für die Bewältigung von „Noyau Dur“-Situationen im Reaktorgebäude erforderlichen Ausrüstung vereinbar ist (insbesondere EAS-ND-Bestimmung, vgl. [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)).

Die Inbetriebnahme des PTR-bis-Systems und der „Noyau Dur“-Wassernachfüllung im Brennelementlagerbecken (PNPP1714) sowie deren Überwachung im Betrieb entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4· RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-A-I].

Ergänzend dazu werden gemäß der Vorschrift [PISC-A-II] die festen Bestandteile dieser Vorkehrungen wichtige Elemente für den Schutz der Interessen darstellen, für die EDF die damit verbundenen Anforderungen festlegen wird.

Schließlich wird die Umsetzung dieser Bestimmungen zur Bewältigung von „Hard-Core“-Situationen durch die Vorschrift [PISC-A-III] geregelt, vgl. [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#).

❖ **Betriebsüberwachung der Komponenten, die die Integrität der BR- und Brennelementlagerbecken gewährleisten**

Die Überwachung während des Betriebs der Komponenten, die die Integrität der Brennelement- und BR-Lagerbecken gewährleisten, trägt zur Verhinderung unbeabsichtigter Entleerungen der Becken bei: PTR-Rohrleitungen, Siphonbrecher, Metallhülle, Dammbalken und PTR-Armaturen.

Die Modalitäten für die Überwachung und Wartung der Ausrüstungen, die zur Gewährleistung der Integrität der Becken beitragen, beruhen für jedes Element, das zur Funktion „*Integrität der Becken*“ beiträgt, auf der Überprüfung:

- der Konstruktionsanforderungen,
- der Studien, Bestandsaufnahmen, Richtlinien und Wartungsprogramme für die Anlagen,
- des Bestandsmanagements,
- der Analyse der Erfahrungswerte aus dem Bestand.

Darüber hinaus hat EDF im Rahmen eines Parkprojekts ein Programm aufgelegt, das darauf abzielt, die Überwachung und die Instandhaltungsstrategie für die Metallhülle der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennelementlager (BK) zu verstärken. Dies geschieht durch neue, angepasste Untersuchungen zur Erkennung möglicher Undichtigkeiten und Spannungskorrosion sowie durch Reparaturmaßnahmen als Alternative zum Anbringen von Schweißflecken. Diese Anlagenüberprüfung steht auch im Einklang mit den Maßnahmen, die EDF im Anschluss an die Anweisung vom Typ C „*Sicherheit der Becken*“ ergriffen hat.

Darüber hinaus wiederholt EDF im Rahmen der 4· RP 900 die verschiedenen Untersuchungen des Transferrohrs, die bereits bei den 3· RP 1300 durchgeführt wurden:

- Überprüfung der Einstellung der Stützen des Ventils des Transferrohrs,
- Überprüfung der Einstellung der Befestigungsschrauben des Transferrohrs,
- Messung der Exzentrizität des Transferrohrs in seiner Hülse auf der BK-Seite,
- Prüfung der Schweißnähte am Festpunkt des Übertragungsrohrs,
- Prüfung der Längs- und Umfangsschweißnähte des Transferrohrs.

Die Ergebnisse dieser Prüfungen sind im Abschnitt „Zustandsbilanz des Blocks“ dargestellt.

Darüber hinaus wird im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC) zwischen 2019 und 2021 eine interne TV-Prüfung des Transferrohrs über dessen gesamte Länge an vier CPY-Blöcken und zwei CP0-Blöcken durchgeführt (über die Ausweitung auf weitere Blöcke wird auf der Grundlage der gewonnenen Erkenntnisse entschieden). Die Ergebnisse dieser Untersuchungen fließen in den RCR der betroffenen Blöcke ein (siehe [Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2](#)).

❖ Radioaktive Bestandsaufnahme in BK und neue Lagerungsmodalitäten

EDF leitet im Rahmen eines Projekts Maßnahmen, die darauf abzielen, die Anzahl der in jedem Brennelementlager der in Betrieb befindlichen Reaktoren zur Entsorgung anstehenden Brennelemente auf einen so niedrigen Wert wie vernünftigerweise möglich zu begrenzen.

In diesem Zusammenhang hat EDF seit 2015 das mehrjährige Programm zur Verbringung abgebrannter Brennelemente nach La Hague verstärkt und setzt, wo erforderlich, Sicherheitsmaßnahmen um, um dessen Umsetzung zu gewährleisten.

Für nicht transportfähige Brennelemente trifft EDF die erforderlichen Vorkehrungen, um diese sicher abtransportieren zu können (Erfassung der Besonderheiten dieser Brennelemente, Reparatur, spezifische Anweisungen und gegebenenfalls Erweiterung der Zulassung).

Darüber hinaus prüft EDF die Schaffung zusätzlicher Lagerkapazitäten, die die Robustheit des Brennstoffkreislaufs stärken werden.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

- Externe Überschwemmung: Das Risiko, dass die Brennelemente im Lagerbecken freigelegt werden, ist angesichts der verfügbaren Zeitfenster für die Nutzung konventioneller oder letzter, ja sogar zusätzlichen Nachfüllungen für Füllstände oberhalb des „Noyau Dur“ (eine Änderung zur Erleichterung der Zuführung von Rohwasser in das Brennelementbecken im Falle eines Hochwassers oberhalb des „Noyau Dur“ wird im Rahmen der Änderung PNRL1984 umgesetzt) Dieses Risiko liegt für das Kernkraftwerk Tricastin in der Größenordnung von 10^{-8} pro Jahr und Reaktor.
- Erdbeben: Das berechnete Risiko einer Freilegung der Brennelemente in einem Block von Tricastin infolge eines Erdbebens liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} / Jahr.Reaktor über einen Zeitraum von 150.000 Jahren. Dies bestätigt die Robustheit der Auslegung des Brennelement-Lagerbeckens in Verbindung mit den Bestimmungen des „Noyau Dur“ sowie zusätzlichen Maßnahmen für Pegelstände, die über den „Noyau Dur“ hinausgehen.

Zustandsbericht zum Reaktorblock

Die Untersuchungen des Transferrohrs von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin wurden wie erwartet durchgeführt. Sie bestätigen das Fehlen jeglicher makroskopischer Beschädigungen oder Anomalien, die die Folge einer im Betrieb aufgetretenen Beschädigung gewesen wären, und ermöglichen es, den sicheren Betrieb der Anlagen in allen Betriebssituationen und über die gesamte Lebensdauer des Blocks hinweg zu gewährleisten.

Änderungen:

- PNXX1752 „Analoge Füllstandsmessung des Brennelement-Lagerbeckens“,
- PNPP1289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelement-Lagerbeckens“,
- PNPP1401 „Einbau einer zweiten statischen Dichtung am Damm des Reaktorgebäudes“,
- PNPP1402 „Automatisches Schließen des PTR-Ansaugventils im Brennelagerbecken bei sehr niedrigem Füllstand“,
- PNPP1403 „Motorisierung des Ventils des PTR-Übertragungsrohrs“,
- PNPP1474 „Druckmessung an RIS-Akkumulatoren (breites Spektrum)“,
- PNPP1549 „Sichere Positionierung einer Brennelementkassette“,
- PNPP1666 „Notstromdiesel“,
- PNPP1679 „Verstärkung der Ketten der Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelement-Lagerbeckens“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Entleerungsventile des Reaktorgebäudebeckens“,
- PNPP1907, ausgenommen Band N „PTR bis“,

wurden vollständig im Abschnitt Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“,
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelementlagerbecken“,
- PNPP1949 „Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physischen Trennung der beiden PTR-Leitungen“,
- PNRL1984 „Halterung zur Befestigung eines flexiblen Stopfens zur Abdichtung des Brennstofflagers im Falle eines Hochwassers, das über den Kernbereich hinausgeht“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPP1907 Band N „PTR-Rücklauf bis und Nachspeisung des Kernbereichs über den oberen Teil des Brennelementlagers“ wird im Rahmen eines spezifischen Programms mit Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin im Jahr 2025 durchgeführt.

Die Änderung PNPE1344 „Verdopplung der automatischen Absperrung der Ansaugleitung des PTR-Kreislaufs (Brennstofflagerbecken)“ wird im Rahmen eines spezifischen Programms mit Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens im März 2028 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1443 „Verstärkung eines Trichters im BK“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt und spätestens im

November 2026

Die Änderung PNRL1895 „Änderung der Steuerung des Ventils der Übertragungsleitung für das Schließen bei Durchfluss“ wird in [Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4](#) behandelt.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – §1.2.1.3 behandelt.

3.3 SCHLUSSFOLGERUNG

Im Rahmen des ⁴. RP 900 stärkt EDF das Sicherheitsniveau für Störfallsituationen im Brennelementgebäude in folgenden Bereichen:

- Verhinderung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennelement-Lagerbeckens durch die Einrichtung redundanter Schutzmaßnahmen: motorisierte Absaugventile und Rückschlagklappen am Druckseite des PTR-Kühlkreislaufs,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente durch Sieden durch den Einbau einer Flammensperre, die das Risiko einer Ausbreitung eines Brandes von einer PTR-Pumpe
,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Baugruppen durch Hinzufügen einer zusätzlichen, diversifizierten Möglichkeit zur Wasserzufuhr in das Brennstofflagerbecken (das Teil des Kerns ist
).

Die deterministischen Studien haben gezeigt, dass die Akzeptanzkriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises ausgewählten Auslöser unter Berücksichtigung der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind.

Die durchgeführten Analysen haben zudem die Robustheit der Anlage gegenüber Störfällen bestätigt und gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung sowie die Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennelementlagerbecken im Falle eines internen Störfalls nicht beeinträchtigt werden.

Ergänzend dazu wurde das Verhalten der Brennelementbecken der CPY-Generation unter den Betriebsbedingungen bewertet, die im Auslegungsreferenzrahmen für den EPR von Flamanville 3 festgelegt sind. Die derzeitigen oder im Rahmen des ⁴. RP 900 vorgesehenen Schutzmaßnahmen ermöglichen es den Reaktoren der CPY-Generation, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens für den EPR-Reaktor von Flamanville 3 ergeben.

Die Einrichtung eines mobilen Kühlsystems (PTR bis) ermöglicht es, die Kühlquelle zu diversifizieren und die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens im Falle eines Siedevorgangs zu verbessern. Dieses System ist Teil des „Noyau Dur“. Diese Art der Anordnung ermöglicht es, das Design der Reaktoren der CPY-Generation dem der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 anzunähern.

Probabilistische Studien zeigen, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und einem Kühlverlust im Brennelementlagerbecken im Hinblick auf interne Ereignisse äußerst unwahrscheinlich ist: in der Größenordnung von etwa ¹⁰⁻⁸ pro Jahr und Reaktor. Im Hinblick auf äußere Einflüsse stellen die durchgeführten EPS eine erste Untersuchung des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks dar; sie liefern ergänzende Erkenntnisse zu den deterministischen Studien und bestätigen den Nutzen der im Rahmen des ⁴. RP 900 umgesetzten Maßnahmen.

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

INHALT

4	UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE.....	197
4.1	ZIELE.....	198
4.2	ERFÜLLUNG DER ZIELE	198
4.2.1	ALLGEMEINES VORGEHEN BEI UNFÄLLEN MIT KERNSCHMELZE	198
4.2.2	UMSETZUNGSMASSNAHMEN BEI SITUATIONEN MIT DEM RISIKO EINER KERNSCHMELZE.....	200
4.2.3	MINDERUNG DER RADIOLOGISCHEN FOLGEN	207
4.2.4	EPS BEZÜGLICH SITUATIONEN MIT KERNSCHMELZE (EPS N2).....	208
4.3	SCHLUSSFOLGERUNG	215

4 UNFÄLLE MIT HERZVERSCHMELZUNG

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises für seine Kernkraftwerke wendet EDF das Prinzip der mehrstufigen Sicherheitsabwehr an, das darin besteht, technische, materielle, menschliche oder organisatorische Ausfälle zu berücksichtigen und sich durch die Einrichtung aufeinanderfolgender, unabhängiger und sich ergänzender Verteidigungslinien dagegen abzusichern.

So werden Unfallszenarien untersucht, bei denen von einer Häufung von Ausfällen ausgegangen wird, die in der Regel zum Verlust der Kernkühlfunktion und letztlich zur Kernschmelze infolge des Wasserverlusts im Primärkreislauf führen.

Man kann vier Hauptphasen im Verlauf eines Unfalls mit Kernschmelze unterscheiden, falls dieser nicht unter Kontrolle gebracht werden kann:

- ¹ Phase: Entleerung des Primärkreislaufs,
- ² Phase: Entwässerung und anfängliche Beschädigung des Reaktorkerns,
- ³ Phase: Fortgeschrittene Beschädigung des Reaktorkerns,
- ⁴ Phase: Bruch des Reaktorbehälters und Phase außerhalb des Behälters.

Ein Unfall mit Kernschmelze kann kurz- oder langfristig zu Freisetzungen in die Umwelt führen, wenn die Sicherheitshülle nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann.

Die Berücksichtigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze war Gegenstand eingehender Untersuchungen im Rahmen der vorangegangenen periodischen Überprüfungen der verschiedenen Stufen unter Einbeziehung der internationalen Unfallerfahrungen (Tschernobyl, Three Mile Island). In diesem Zusammenhang wurden gegenüber der ursprünglichen Auslegung der Anlagen erhebliche Verbesserungen vorgenommen, die auf materiellen und dokumentarischen Weiterentwicklungen beruhen.

So wurden auf der CPY-Ebene bereits folgende technische Maßnahmen umgesetzt:

- die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung für den Reaktorbehälter, die den Behälter im Falle einer langsamen unbeabsichtigten Druckbeaufschlagung schützt (Vorrichtung U5),
- die passiven autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren (RAP), die eine Ansammlung von Wasserstoff im Reaktorbehälter verhindern und das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Verbrennung
- die Verbesserung der Zuverlässigkeit beim Öffnen der Druckausgleichsleitungen, um die Risiken im Zusammenhang mit Kernschmelzunfällen unter Druck und den Phänomenen des Direct Containment Heating (DCH),
- die Verstärkung der Schrauben des Materialzugangspuffers (TAM), wodurch die ultimative Druckfestigkeit des Sicherheitsbehälters erhöht wird,
- die Verbesserung der Dichtheit der RIS- und EAS-Systeme (Neujustierung der RIS-Schutzventile),
- eine Instrumentierung, die den Betrieb der Anlage ermöglicht und die Unfallüberwachung verbessert: Messung des Behälterdrucks über einen weiten Bereich, Erkennung eines möglichen Durchbruchs des Reaktorbehälters und Messung der Temperatur der Wasserstoffrekombinatoren.

Außerdem wurde eine spezifische Betriebsdokumentation für das Management von Unfallsituationen mit Kernschmelze erstellt.

4.1 ZIELE

Im Rahmen des ⁴. RP 900 verfolgt EDF bei Unfällen mit Kernschmelze folgende Ziele:

- das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen;
- Vermeidung dauerhafter Auswirkungen auf die Umwelt.

EDF hat sich insbesondere zum Ziel gesetzt, die Sicherheit bei Unfällen mit Kernschmelze im Hinblick auf die Sicherheitsziele des EPR von Flamanville 3 zu verbessern, dessen bereits bei der Auslegung getroffene Maßnahmen zur Risikominderung es ermöglichen, im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze auf Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung zurückzugreifen, die räumlich und zeitlich sehr begrenzt sind. Die Arbeiten von EDF konzentrierten sich auf folgende Bereiche:

- Die Ableitung der Restleistung ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters;
- Die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorkellers.

Unfallszenarien mit Kernschmelze, die zu potenziell erheblichen Freisetzungen führen, werden in fünf Kategorien eingeteilt:

- Beschädigung des Brennstoffs im BR mit frühzeitigem Verlust der Sicherheitshülle,
- Durchbruch der Fundamentplatte,
- später Verlust der Containment-Integrität durch Versagen des Reaktorbehälters,
- Kontrolle der Einschließung bei geöffnetem Druckausgleichs- und Filtervorrichtung des Gehäuses,
- Beherrschung der Sicherheitshülle ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters.

Im Rahmen des ⁴. RP 900 konzentrieren sich die Bemühungen auf die Szenarien der ersten vier Kategorien, wobei die fünfte Kategorie eine Situation darstellt, in der der Sicherheitsbehälter unter Kontrolle und intakt bleibt und es zu keinen frühen oder erheblichen Freisetzungen kommt.

Die Szenarien sind Gegenstand deterministischer Studien zu den radiologischen Folgen, ergänzt durch probabilistische Bewertungen.

4.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE

4.2.1 Allgemeiner Ansatz für Unfallsituationen mit Kernschmelze

Allgemeiner Teil: Lager

Die Risikoanalyse in Bezug auf Unfallsequenzen mit Kernschmelze stützt sich auf Szenarioanalysen unter Verwendung geeigneter Berechnungscodes. Diese Codes basieren auf physikalischen Modellen, die auf der Grundlage repräsentativer Experimente entwickelt und validiert wurden und auf dem neuesten Stand der internationalen Technik gehalten werden.

Die Auslegung der erforderlichen Vorkehrungen für Unfälle mit Kernschmelze ist deterministisch, kann jedoch probabilistische Grundlagen für die Auswahl der als Auslegungsgrundlage herangezogenen Szenarien nutzen, um mit dem Risiko, gegen das man sich absichern möchte, im Einklang zu stehen.

Diese Auslegung stützt sich ebenfalls auf vernünftige, umfassende Annahmen, wobei bei Bedarf Sensitivitätsanalysen herangezogen werden, um das mögliche Vorhandensein eines „*Klippeneffekts*“ zu erkennen.

Die als notwendig für einen Unfall mit Kernschmelze identifizierten Ausrüstungen tragen entweder direkt zur Einschließung der Spaltprodukte oder direkt zur Bewältigung des Unfalls mit Kernschmelze bei. Sie bilden die Verteidigungslinie zur Minderung der Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze. Diesen materiellen Vorkehrungen werden Anforderungen (funktionale Anforderungen, Beladung und Einsatzdauer) zugeordnet, um ihre Leistungsfähigkeit und Verfügbarkeit unter den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze zu gewährleisten.

Diese Ausrüstungen können entweder im Rahmen von baulichen Änderungen installiert oder aus dem bestehenden Materialbestand genutzt werden.

Für vorhandene Ausrüstungen, die als notwendig bei einem Unfall mit Kernschmelze identifiziert wurden, wird eine Überprüfung ihrer Eignung unter den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze durchgeführt. Bestehende Ausrüstungen, für die kein Nachweis der Eignung unter diesen Bedingungen erbracht werden kann, werden im Rahmen der Vorgänge PNRL1896, PNPE1264 und PNPE1347 durch qualifizierte Ausrüstungen ersetzt. Bei neuen Ausrüstungen, die zur Minderung der Folgen von Unfällen mit Kernschmelze erforderlich sind, werden diese Betriebsbedingungen bei der Auslegung berücksichtigt.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP 900 für die CPY-Generation durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen in den Räumen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die erforderlichen Maßnahmen in diesen Räumen über den erforderlichen Zeitraum hinweg durchzuführen.

Ergänzend dazu wird EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] wird EDF die tatsächliche Fähigkeit der Einsatzkräfte vor Ort überprüfen, die Räume zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze erforderlichen Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). EDF wird die gegebenenfalls vorzunehmenden Änderungen sowie den entsprechenden Zeitplan festlegen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1264 „Austausch eines Kabels des ETY-Systems“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNRL1896 „Austausch der Dichtungen einer Klappe des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ)“,
- PNPE1347 „Austausch bestimmter elektrischer Stellantriebe und Schaltschränke der Systeme EAS und PTR“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt.

4.2.2 Maßnahmen bei Situationen mit Kernschmelzgefahr

Allgemeiner Teil Lager

Ein Unfall mit Kernschmelze kann kurz- oder langfristig zu Freisetzungen in die Umwelt führen, wenn die Integrität des Sicherheitsbehälters nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann. Die verschiedenen Risiken, die mit Unfällen mit Kernschmelze verbunden sind, werden analysiert.

Je nach Risiko werden Maßnahmen ergriffen, um entweder die Eintrittswahrscheinlichkeit zu verringern oder die Folgen zu verzögern und abzumildern.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines langsamen Druckaufbaus im Sicherheitsbehälter**

Ohne Ableitung der Leistung aus dem Sicherheitsbehälter führen die Verdampfung von Wasser auf dem Corium und die Bildung nicht kondensierbarer Gase während der Wechselwirkung zwischen Corium und Beton zu einem langsamen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter. Der Druck im Reaktorbehälter kann den Auslegungsdruck der Sicherheitsbehälter erreichen und die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters erforderlich machen, was zu radioaktiven Freisetzungen in die Umwelt führt.

Im Rahmen des ⁴. RP 900 gewährleistet die Umsetzung der EAS-ND-Maßnahme (PNPP1811) die folgenden beiden Funktionen:

- das Überfluten und Kühlen des Coriums im Reaktorbehälter oder außerhalb des Reaktorbehälters,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter.

Der Betrieb basiert zum einen auf einer EAS-ND-Pumpe, die im Direktinjektionsbetrieb aus dem PTR-Behälter oder im Umwälzbetrieb aus den BR-Sammelbecken betrieben werden kann, und zum anderen auf einem EAS-ND-Wärmetauscher, der die Kühlung des wieder eingeleiteten Wassers gewährleistet und selbst durch die Hard-Core-Kaltquelle (SF-ND) gekühlt wird. Die „Source Froide Noyau Dur“ besteht aus einer mobilen Pumpanlage, die von der FARN transportiert und eingesetzt wird, sowie aus baulichen Einrichtungen an bestimmten Standorten (PNPP1972 und PNRL1844). Die EAS-ND- und SF-ND-Anordnungen entsprechen der Vorschrift [AG-B-I]. Die EAS-ND-Maßnahme trägt zur Erfüllung der Vorschrift [AG-D-I] bei.

Die EAS-ND-Anordnung ist so ausgelegt, dass Situationen mit Kernschmelze vermieden werden, die zur Öffnung der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters führen. Sie trägt zudem zur Verringerung der radiologischen Folgen von Situationen mit kontrollierter Einschließung bei.

Bestimmte Ventile oder Ventildichtungen an Hilfsleitungen der EAS-ND-Anlage werden im Rahmen des Vorhabens PNPE1471 ausgetauscht, um ihre Dichtheit unter Unfallbedingungen mit Kernschmelze sicherzustellen.

Um das Risiko eines Druckanstiegs im Sicherheitsbehälter weiter zu begrenzen, hat EDF gemäß der Vorschrift [AG-B-II-1] hat EDF die Mittel definiert, mit denen kurzfristig zusätzlich zu dem im Behälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems (PTR) enthaltenen borierten Wasser eine weitere Menge boriertes Wasser in das Reaktorgebäude eingeleitet werden kann, um die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter bei einem Unfall mit Kernschmelze sicherzustellen. EDF hat zudem die Durchführbarkeit der Einleitung dieser zusätzlichen Menge an boriertem Wasser unter Berücksichtigung der Anforderungen an die gewählten Maßnahmen und der verfügbaren Kapazitäten an boriertem Wasser begründet.

Die im Anschluss an diese Studien geplanten Maßnahmen bestehen darin, die Dokumentation und/oder die den nationalen und/oder lokalen Krisenteams zur Verfügung stehenden Hilfsmittel mit den folgenden Informationen zum technischen Stand VD4 900 Phase Ergänzungen zu aktualisieren:

- Liste der Räume, die Kreisläufe und Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten
- Liste der verschiedenen Stromquellen und Schalttafeln, die die für die

Stromversorgung der PTR-Abdeckung sowie deren Steuerung und Überwachung

Diese Aktualisierung erfolgt im Einklang mit dem Zeitplan der Phase B „Ergänzungen zur 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe“.

Darüber hinaus gewährleistet die elektrische Notstromversorgung der Breitband-Reaktordruckmessung durch das DUS, dass der Prüfdruck des Reaktorbehälters nicht überschritten wird, auch im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung.

Tatsächlich ist das DUS (PNPP1666) eine zusätzliche Notstromquelle, die nach dem Unfall von Fukushima (siehe [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)) eingeführt wurde, um die Stromversorgung der EDF-Reaktoren zu verstärken. Das DUS ermöglicht insbesondere die Wiederherstellung der Stromversorgung der in Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlichen „Hard Core“-Anlagen, auch bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung am Standort.

Aufgrund der Erkenntnisse aus dem Unfall von Fukushima wird eine erste Verstärkung der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters vorgenommen, um deren Beständigkeit gegenüber einem Erdbeben der Stufe SMHV (PNPP1870) sicherzustellen. In Anwendung der Vorschrift [AG-C-II] wird eine zusätzliche Verstärkung der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters vorgenommen, um deren Beständigkeit gegenüber einem Erdbeben der Stufe SMS (PNPE1377) sicherzustellen.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Erosion und/oder Durchbruch der Fundamentplatte** Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze kann die Kernschmelze zur Bildung eines Corium-Bades führen, das letztendlich den Reaktorbehälter durchbrechen und dann zur Erosion der Fundamentplatte führen kann, wodurch die Sicherheitshülle gefährdet wird.

Um das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle bei einem Unfall mit Kernschmelze durch Erosion der Fundamentplatte zu begrenzen, wird eine Vorrichtung eingesetzt, die auf der Stabilisierung des Coriums unter Wasser nach dessen Ausbreitung im trockenen Zustand basiert (PNPP1976): Die Ausbreitung des Coriums nach Durchbruch des Reaktorbehälters erfolgt im Reaktorschacht und im RIC-Raum. Diese Lösung ähnelt im Prinzip der bei EPR-Reaktoren (Core-Catcher) umgesetzten und integriert die F&E-Programme zur Corium-Beton-Wechselwirkung; sie ermöglicht den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift [AG-A-I].

Die Studien zielen darauf ab, den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters nachzuweisen. Dies ermöglicht es, eine signifikante Betondicke beizubehalten, die den Großteil ihrer mechanischen Eigenschaften bewahrt. In Anwendung der Vorschrift [AG-A-II] hat EDF:

- der Behörde für nukleare Sicherheit im Dezember 2022 einen detaillierten Vorentwurf vorgelegt, der ab 2025 eine Verdickung der Fundamentplatte der Reaktorgebäude ermöglicht, deren Beton einen hohen Siliziumdioxidgehalt aufweist. Dieser Vorentwurf umfasst eine Studie zur Optimierung des Strahlenschutzes für das Einsatzpersonal;
- wird der Behörde für nukleare Sicherheit spätestens am 30. Juni 2023 die Schlussfolgerungen seines auf Versuchen basierenden Untersuchungsprogramms zum Verhalten der Fundamentplatten im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze übermitteln. Zum gleichen Zeitpunkt wird EDF Stellung zur Notwendigkeit einer Verdickung der Fundamentplatten der Reaktorgebäude, deren Beton einen hohen Siliziumdioxidgehalt aufweist, nehmen;
- wird die Fundamentplatten, bei denen dies erforderlich ist, verstärken.

Ergänzend dazu und in Anwendung der Vorschrift [AG-A-III] verstärkt EDF die Wände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes, um jegliches Risiko zu vermeiden, das durch deren Durchdringung durch das Corium entstehen könnte (PNPE1460).

Die trockene Ausbreitung des Coriums wird durch die vorherige Abdichtung des Behälterbrunnens und des angrenzenden RIC-Raums gewährleistet. In diesem Zusammenhang werden die RGE in Phase B geändert, um die Mittel zur Wassererkennung im Behälterbrunnen und im RIC-Raum im Normalbetrieb zu optimieren. Die Wiederbefeuchtung des Coriums von oben erfolgt anschließend durch Schwerkraft aus dem in den Sumpfbecken und am Boden des BR vorhandenen Wasser, wobei diese zuvor über die RIS- und EAS-Kreisläufe oder über die Null-Durchflussleitung der EAS-

ND-Anlage oder aktiv durch die Einspeisung von Wasser in den Behälter nach der Verteilung des Coriums, falls die Sammelbecken des BR nicht gefüllt worden wären.

Die schwerkraftgetriebene Wiederüberflutung des Coriums wird durch redundante Bohrungen in den Wänden der Behälter- und RIC-Räume gewährleistet, die durch eine Vorrichtung aus passiven Ventilen (oder Klappen) verschlossen sind, welche die Dichtheit zwischen dem am Boden des BR angesammelten Wasser und dem Ausbreitungsbereich sicherstellen. Dies garantiert eine trockene Ausbreitung des Coriums. Die Aufhebung der Absperrvorrichtung wird nach dem Ausbreiten des Coriums durch das Reißen von Schmelzseilen ausgelöst.

Die Kühlung des Coriums und die langfristige Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter werden durch die EAS-ND-Maßnahmen und die Hard-Core-Kühlquelle (SF-ND) gewährleistet.

Die Messung zur Erkennung eines Behälterdurchbruchs (PNXX1746, Thermoelement im Behälterbrunnen) ermöglicht es, bei Bedarf eine Wassereinspritzung auf das Corium über den Behälter zum effektivsten Zeitpunkt sicherzustellen, der der Wiederbefeuchtung nach dem trockenen Ausbreiten des Coriums entspricht. Diese Messung wird durch das DUS im Rahmen des Vorfalls PNPE1387 unterstützt.

Ergänzend dazu, im Anschluss an die Untersuchung im Rahmen der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) zu Unfällen mit Kernschmelze, die am 27. und 28. März 2019 stattfand:

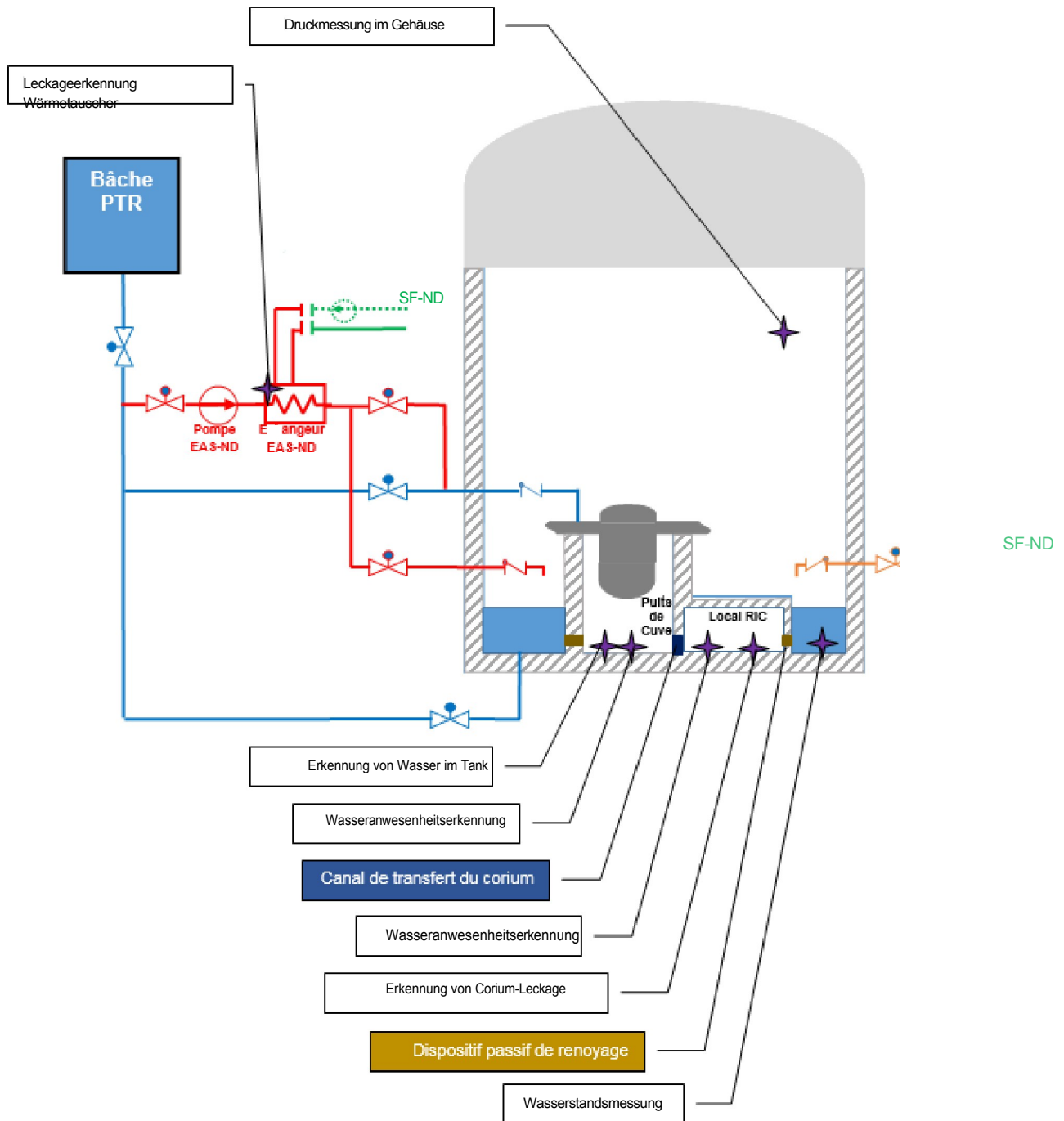
- setzt EDF eine spezielle Instrumentierung ein, mit der die Ausbreitung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums (PNPE1387) erfasst werden kann, sowie die Berücksichtigung dieser Informationen in der AG-Leitstrategie.
- EDF führt eine zusätzliche Maßnahme ein, die eine Wassernachspeisung am Boden des Reaktorbehälters mittels mobiler Mittel für einen Zeitraum ermöglicht, der ausreicht, um die Erosion der Fundamentplatte im Falle eines mittel- bis langfristigen Ausfalls des EAS-ND (PNPE1362). Diese Maßnahme entspricht der Vorgabe [AG-B-III]. Die Steuerung dieser Nachspeisung erfolgt über eine Wasserstandsmessung am Boden des BR (PNPE1386).

— C wird aus EAS-ND

— Wachs aus EAS-ND

Kaltquelle iJJobile

f." c ens +z e 4.il: slitut on E.AS- E



Prinzipskizze der EAS-ND-Anordnungen und der Corium-Stabilisierung

❖ **Maßnahmen in Bezug auf die an der Sicherheitshülle beteiligten Funktionen und Ausrüstungen**

Die Durchführungen des Sicherheitsbehälters, einschließlich der Absperrventile, die automatischen Absperrbefehlen unterliegen, werden vor dem Eintritt eines Unfalls mit Kernschmelze geschlossen. Bei Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter, deren Absperrung durch ein motorbetriebenes Bauteil erfolgt, gewährleistet die elektrische Notstromversorgung dieser Bauteile durch das DUS (PNPE1073 und PNPE1068) deren Funktionsfähigkeit, auch bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung. Das DUS gewährleistet zudem die elektrische Notstromversorgung eines Belüftungs- und Luftfilterkreises des Kontrollraums (über die Änderung PNPE1068), um die Aufrechterhaltung dieser Funktionen im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (H3) zu ermöglichen.

Im Hinblick auf die Verbesserung der Störfestigkeit bestimmter an der Sicherheitshülle beteiligter Komponenten bei Unfällen mit Kernschmelze führt EDF den Austausch der Sichtfenster der BR-Schleusen durch („Verstärkung der Sichtfenster der BR-Schleusen“ PNPP1631).

❖ **Betrieb im Umwälzbetrieb der EAS-ND-Anlage**

Die langfristige Bewältigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze basiert auf dem Betrieb der EAS-ND-Anlage im Umwälzbetrieb, um das Corium unter Wasser zu halten und die Restleistung aus dem Reaktordruckbehälter abzuleiten. Die konstruktiven Anforderungen an die EAS-ND-Anlage sind auf die vorgesehene Situation abgestimmt und gewährleisten ein hohes Maß an Zuverlässigkeit der Ausrüstung für den angestrebten einjährigen Dauerbetrieb der Anlage. Im Hinblick auf den langfristigen Umwälzbetrieb bei einem Unfall mit Kernschmelze und zur Begrenzung der möglichen Folgen eines Lecks im EAS-ND-Kreislauf richtet EDF eine Vorrichtung ein, um ein möglicherweise auftretendes Leck im EAS-ND-Kreislauf (PNPP1541) außerhalb des Sicherheitsbehälters zu bewältigen. Diese Vorrichtung besteht darin, die Leckagen der empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Systems während der gesamten Einsatzdauer im BK aufzufangen, um die Folgen hinsichtlich der Freisetzungen in die Umwelt zu begrenzen. Ergänzend dazu setzt EDF eine Vorrichtung zur Rückführung der in den Sammelbecken des BK (PNPE1362) vorhandenen Abwässer in den BR ein. Diese Sammel- und Rückführvorrichtungen entsprechen den Vorschriften [AG-B-IV] und [AG-D-I].

Darüber hinaus setzt EDF im Rahmen des Notfallmanagements ein System zur Erkennung möglicher interner Leckagen am EAS-ND-Wärmetauscher ein, um sicherzustellen, dass die Kaltwasserquelle nicht kontaminiert wird. Diese Maßnahme wird auf der Grundlage eines von der FARN eingesetzten mobilen Systems durchgeführt.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Containment-Versagens durch direkte Erwärmung des Sicherheitsbehälters**

Das Öffnen und Offenhalten der Druckhalterventile ist im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze erforderlich, um die Druckentlastung des Primärkreislaufs sicherzustellen und so den möglichen Folgen einer Kernschmelze unter Druck vorzubeugen. Wenn der Primärkreislauf beim Durchbruch des Reaktorbehälters unter Druck steht, kann ein Teil des Coriums in den Sicherheitsbehälter gelangen, was zu einem erheblichen Anstieg von Temperatur und Druck im Sicherheitsbehälter führt.

Angesichts dieses Risikos hat EDF im Rahmen des ³. RP 900 eine Änderung vorgenommen, die darauf abzielt, die Steuerung der Ventile des Druckhalters (PNXX1721) zuverlässiger zu gestalten, um sicherzustellen, dass diese Ventile auch bei einem Stromausfall geöffnet werden und offen bleiben.

Im Rahmen des ⁴. RP 900 verstärkt EDF die Anlagen durch den Austausch der Ventilköpfe des Druckhalters, um deren Entlastungskapazität bei niedrigem Primärdruck zu erhöhen (PNPP1595). Diese Änderung besteht darin, den Entlastungsquerschnitt bei niedrigem Druck im gesteuerten Öffnungszustand zu vergrößern.

Schließlich gewährleistet die elektrische Notversorgung der Druckhalterventile durch das DUS deren Öffnung in Unfallsituationen mit Kernschmelze infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (H3).

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Containmentverlusts durch eine Dampfexplosion außerhalb des Reaktorbehälters**

Im Falle eines Reaktorbehälterbruchs basiert die Maßnahme zur Stabilisierung des Coriums außerhalb des Reaktorbehälters auf einer Strategie der Trockenausbreitung des Coriums, gefolgt von einer passiven Wiederüberflutung durch Wasser aus den Sumpfbeckern. Dies erfordert technische Vorkehrungen (PNPP1976), die darauf abzielen, das Eindringen von Wasser in den Ausbreitungsbereich vor dem Reaktorbehälterbruch zu verhindern. Diese Maßnahmen verhindern, dass Corium in einen zuvor gefluteten Reaktorschacht gelangt, wodurch jegliches Risiko einer Dampfexplosion außerhalb des Reaktorkessels in solchen Situationen ausgeschlossen wird.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos einer erneuten Kritikalität des Coriums**

Bei bestimmten geometrischen Konfigurationen des Coriums während der Kühlung durch Einspritzen von nicht boriiertem Wasser könnte es zu einer Rückkehr zur Kritikalität kommen, was einen Anstieg der abzuführenden Leistung zur Folge hätte. Um dieses Risiko zu vermeiden, legen die Betriebsverfahren konservativ die Modalitäten für die Verwendung von nicht boriiertem Wasser während der kurz-, mittel- und langfristigen Phasen eines Unfalls mit Kernschmelze fest.

❖ **Umgang mit kontaminiertem Wasser**

Die Begrenzung des Risikos einer Ausbreitung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts basiert auf drei Verteidigungslinien:

- Das EAS-ND-System, dessen Konstruktions- und Fertigungsanforderungen ein geringes Leckageniveau außerhalb des Sicherheitsbehälters gewährleisten, bildet eine erste Verteidigungslinie;
- Das Auffangen von Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Systems (PNPP1541) und die Rückführung der in den Auffangbecken des BK (PNPE1362) befindlichen Abwässer in den BR stellen eine zweite Verteidigungslinie;
- Eine dritte Verteidigungslinie im Rahmen des Krisenmanagements ist darauf ausgelegt, die Einhaltung der Qualitätsrichtwerte für Wasser für den menschlichen Gebrauch sowohl in der kurzfristigen als auch langfristigen Phase des Unfalls mit Kernschmelze:
 - In Anwendung der Vorschrift [AG-D-II] wird EDF über die erforderlichen Mittel verfügen, um die Kontamination des im Reaktorgebäude vorhandenen Wassers nach einem Unfall, der zu einer Kernschmelze geführt hat, zu verringern, und stellt deren Betriebsbereitschaft vor Ort sicher (PNPE1362 und PNPE1449);
 - In Anwendung der Vorschrift [AG-D-III] wird EDF, um das Ausmaß und die Dauer der Wasserverschmutzung in der Umwelt im Falle eines Austritts von kontaminiertem Wasser aus den Gebäuden nach einem Unfall mit Kernschmelze zu begrenzen, Maßnahmen zur Begrenzung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe über den Boden und das Grundwasser außerhalb des Standorts prüfen. EDF wird die gegebenenfalls umzusetzenden Maßnahmen unter Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Herausforderungen und des damit verbundenen Zeitplans festlegen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Die Blöcke am Standort Tricastin sind von der Vorschrift [AG-A-II] zur Verdickung der sehr silikatreichen Fundamente der Sicherheitsbehälter nicht betroffen, da ihre Fundamente aus Silikatbeton bestehen.

In Anwendung der Vorschrift [AG-D-III] hat EDF, um das Ausmaß und die Dauer der Wasserverschmutzung in der Umgebung im Falle eines Austritts von kontaminiertem Wasser aus den Gebäuden nach einem Unfall, der zu einer Kernschmelze geführt hat, zu begrenzen, Möglichkeiten untersucht, die Ausbreitung radioaktiver Stoffe über den Boden und das Grundwasser außerhalb des Standorts zu begrenzen. Diese Untersuchungen führten nicht zur Festlegung zusätzlicher Maßnahmen im Hinblick auf die Sicherheitsanforderungen.

Zustandsbericht zum Reaktorblock

Änderungen:

- PNXX1721 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile“,
- PNXX1746 „Erkennung von Behälterdurchbrüchen und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei hohen Temperaturen“,
- PNPE1068 „Einrichtung einer elektrischen Verteilung für den Kernbereich“,
- PNPE1073 „Einrichtung einer Steuerungs- und Kontrollanlage für den Kernbereich für die vorhandenen Anlagen“,
- PNPP1541 „Einrichtung eines Systems zur Sammlung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze“,
- PNPP1595 „Austausch der SEBIM-Ventilkörper“,
- PNPP1631 „Verstärkung der Bullaugen der Schleusen des Reaktorgebäudes“,
- PNPP1666 „Notstromdiesel“,
- PNPP1811 „Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP1870 „Verstärkung der Erdbebensicherheit der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters auf SMHV-Niveau“,
- PNPP1976 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,
- PNRL1844 „EASu – Mobile Kältemaschine – Spezifische GC-Anpassungen“,

wurden vollständig am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1387 „Einrichtung einer Detektion der Coriumausbreitung im RIC-Raum (Kerninstrumentierung) und Notstromversorgung durch den DUS (Diesel-Notstromaggregat) für die Detektion von Behälterdurchbrüchen“,
- PNPE1362 „Einbau von festen Einspritz- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude und mobiler Ersatzvorrichtung für das EAS-ND zur Rückführung der Abwässer vom BK zum BR“,
- PNPE1449 „Studie zu einem Modul zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser: mobile Wasseraufbereitungsmodule“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des

⁴ RP 900 eingesetzt.

Die Änderung PNPP1541G „Auffang von Leckagen am Absperrventil des EAS-Sammelbeckens“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin im Rahmen einer spezifischen Planung und spätestens in Phase B der Änderungen des ⁴ RP 900 umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1386 „Einrichtung einer Sumpfpegelmessung im Reaktorgebäude“,
- PNPE1460 „Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Sumpfbereich am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes“,

werden im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des ⁴ RP 900 am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt.

Die Änderung PNPE1471 „Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an den EAS-ND-Totarmen“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens im November 2026 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1377 „Verstärkung der Erdbebbensicherheit der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters auf SMS-Niveau“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens im März 2028 vorgesehen ist.

4.2.3 Reduzierung der radiologischen Folgen

Allgemeiner Teil der Stufe

❖ Vorgehensweise

Bei einem Unfall mit Kernschmelze hat die Aufrechterhaltung des Containments oberste Priorität, um Freisetzungen in die Umwelt zu begrenzen. Szenarien ohne unkontrollierten Verlust des Containments sind Gegenstand von Berechnungen der radiologischen Folgen.

Die radiologischen Folgen von Unfällen mit Kernschmelze werden anhand eines Referenzquellterms bewertet. Dieser Referenzquellterm ist ein Entkopplungsquellterm, der die Freisetzungen in die Umwelt für diese Situationen umfasst. Die wichtigsten Annahmen werden in den folgenden Absätzen aufgeführt.

Die zugrunde gelegten physikalischen Annahmen sind für die Situation vor und nach dem ⁴ RP 900 identisch, um die Auswirkungen der gewählten Maßnahmen bewerten zu können.

Die Freisetzungskinetik der Radionuklide im Sicherheitsbehälter verläuft in drei unterschiedlichen Phasen: der Freisetzungsphase im Reaktorbehälter, der Freisetzungsphase durch Corium-Beton-Wechselwirkung (ICB) und der späten Freisetzungsphase im Reaktorbehälter. Mit jeder dieser Phasen sind Freisetzungsraten verbunden, die vom jeweiligen Spaltprodukt abhängen. Durch die Aufrechterhaltung eines basischen pH-Werts in den Sumpfbeckern des Sicherheitsbehälters können die Freisetzungen von flüchtigem radioaktivem Jod vernachlässigbar gemacht werden. Im Anschluss an die Anhörung im Rahmen der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) zu Unfällen mit Kernschmelze, die am 27. und 28. März 2019 stattfand, und in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des ⁴ RP 900 erlassenen Vorschrift [CR-B] führt EDF eine Maßnahme durch, die darin besteht, am Boden der Sumpfbeckern wasserlösliche alkalische Verbindungen (PNPE1410) einzubringen.

Die Bewertung der in die Atmosphäre freigesetzten Aktivitäten und der damit verbundenen radiologischen Folgen erfolgt:

- im Zustand vor RP4 900 unter der Annahme einer Inbetriebnahme der Druckentlastungs- und Filteranlage des

24 Stunden nach Eintritt des Unfalls mit Kernschmelze. Zu Ungunsten der Berechnungen der radiologischen Folgen wird der Metallvorfilter der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters nicht berücksichtigt;

- im Zustand RP4 900 ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorkontainers. Durch die Umsetzung der EAS-ND-Vorschrift (PNPP1811) mit einem Wärmetauscher, der über eine unabhängige Kältequelle (SF-ND) ermöglicht es, das Öffnen der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Behälters zu vermeiden.

❖ **Bewertung der Dosen für die Bevölkerung**

Die Dosen für die Bevölkerung werden anhand der in die Atmosphäre freigesetzten Aktivitäten berechnet. Die Dosen werden für eine Bevölkerung berechnet, die sich in Windrichtung des havarierten Blocks befindet. Die effektive Dosis durch Bestrahlung und Inhalation in der Abgaswolke sowie die äquivalente Dosis für die Schilddrüse durch Inhalation werden anhand der Ausbreitung der in die Atmosphäre freigesetzten Aktivität und der Dosisumrechnungsfaktoren bewertet. Der Vergleich der Bevölkerungsdosen im Zustand vor RP4 900 und im Zustand RP4 900 ermöglicht es, die Vorteile der für das 4 RP 900 umgesetzten Änderungen zu bewerten.

Die mit der Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung erzielten Dosen für die Bevölkerung zeigen, dass es nicht notwendig ist, über 5 km hinaus Evakuierungsmaßnahmen und über 10 km hinaus Maßnahmen zur Einnahme von stabilem Jod zu verhängen.

Der Vergleich mit dem Zustand ohne Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung zeigt, dass diese Änderung es ermöglicht, die radiologischen Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze erheblich zu begrenzen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist gegenüber dem Palier-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1811 „Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1410 „Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecke des Reaktorgebäudes“ wird spätestens im März 2028 umgesetzt.

4.2.4 EPS für Situationen mit Kernschmelze (EPS N2)

Allgemeiner Teil Stufe

Im Rahmen des ⁴ RP 900 hat EDF eine Reihe von probabilistischen Sicherheitsstudien (EPS) der sogenannten Stufe 2 durchgeführt, die die Erkenntnisse aus den im Rahmen der ³ RP der Leistungsstufen 900 MWe und anschließend 1300 MWe entwickelten EPS der Stufe 2 einbeziehen.

Ziel dieser Studien ist es, das Risiko von Freisetzungen zu bewerten und das Sicherheitsniveau der Anlage zu bestimmen. Darüber hinaus hat sich EDF das Ziel gesetzt, die Häufigkeit von Szenarien zu reduzieren, die insbesondere zu frühen und erheblichen Freisetzungen oder zum Durchbruch der Fundamentplatte führen.

Die EPS der Stufe 2 basiert auf den im EPS-Modell der Stufe 1 entwickelten Szenarien. Die verwendete Methodik wird aus dem ³ RP 1300 übernommen, dessen Eingabedaten im Folgenden aufgeführt sind:

- Bewertung des Verhaltens des Sicherheitsbehälters: Die Untersuchung des Verhaltens des Sicherheitsbehälters unter Bedingungen, die über die Auslegungsbedingungen hinausgehen, ist ein wichtiger Schritt bei der Entwicklung eines Sicherheitskonzepts der Stufe 2. Die für die Sicherheitsanalyse der Stufe 2 durchgeführten mechanischen Strukturuntersuchungen ermöglichen es, die verschiedenen möglichen Versagensmodi des Sicherheitsbehälters zu charakterisieren, um eine Wahrscheinlichkeitsverteilung der Endfestigkeit des Sicherheitsbehälters (Fragilitätskurve) zu erstellen.
- *Phänomenologie „Unfall mit Kernschmelze“*: Angesichts des Ziels, das Risiko von Freisetzungen unter dem doppelten Aspekt von Häufigkeit und Ausmaß zu bewerten, modelliert die Sicherheitsanalyse der Stufe 2 die verschiedenen möglichen Verluste der Sicherheitshülle. Dabei spielt das Auftreten physikalischer Phänomene, die bei einem Unfall mit Kernschmelze auftreten können, eine wichtige Rolle. Die phänomenologischen Studien stützen sich auf Daten aus dem internationalen Stand der Technik, die in deterministischen Studien ermittelt wurden, sowie auf Ergebnisse, die mit speziellen Berechnungsmodellen gewonnen wurden.
- Menschlicher Faktor: Mit Ausnahme einiger vorgeschriebener Maßnahmen im Rahmen des Störfall- und Unfallbetriebs stammen die modellierten Aufgaben hauptsächlich aus dem Unfallbetrieb mit Kernschmelze. Die probabilistische Bewertung des menschlichen Faktors erfolgt mithilfe einer Quantifizierungsmethode, die es ermöglicht, die Besonderheiten der verschiedenen in Krisensituationen zum Einsatz kommenden Führungsstrukturen (Führungsteam, dann lokales Krisenteam und schließlich nationales Krisenteam) sowie die für die Durchführung der Maßnahme zur Verfügung stehenden Zeitfenster zu berücksichtigen.
- Zuverlässigkeit der bewerteten Systeme zur Begrenzung der Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze. Jede Funktionssequenz führt zu einer Konsequenz, die als „Freisetzungskategorie“ bezeichnet wird. Diese Freisetzungskategorien ermöglichen es, Unfallszenarien zu gruppieren, die hinsichtlich der Freisetzungen als vergleichbar angesehen werden:
- Freisetzungen in die Luft:
 - R1: frühe und erhebliche Freisetzungen; hierbei handelt es sich um alle Abläufe mit einem vollständigen Bruch oder einer Umgehung des Sicherheitsbehälters vor Ablauf von 24 Stunden (β-Modus), um einen durch Unfallphänomene mit Kernschmelze verursachten Sicherheitsbehälterbruch (einschließlich induzierter RTGV), um heterogene Verdünnungen mit sofortigem Kritikalitätsübergang sowie um Kernschmelzen mit Umgehung. Diese Kategorie umfasst auch Freisetzungen im Falle der Freilegung eines oder mehrerer Brennelemente im Reaktorkern, was das von EDF gewählte Entkopplungskriterium hinsichtlich des Risikos massiver Freisetzungen für den Reaktorkern darstellt,
 - R2: späte, ungefilterte Freisetzungen; hierbei handelt es sich um Sequenzen mit einem Bruch des Sicherheitsbehälters nach 24 Stunden infolge seiner langsamen Druckbeaufschlagung (Fehlschlag der Öffnung oder Ausfall der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters),
 - R3: gefilterte späte Ableitungen; hierbei handelt es sich um Sequenzen, bei denen die Dekompressions- und Filtervorrichtung der Kammer zum Einsatz kommt,
 - R4: Begrenzte Freisetzungen bei intakter Sicherheitshülle,
 - RD: Ausbrüche vom Auslegungstyp (Ausbrüche, deren Ausmaß und Kinetik mit Auslegungsunfällen oder Unfällen des ergänzenden Bereichs übereinstimmen).

Es handelt sich um Freisetzungen in die Luft über den normalen Teil des Sicherheitsbehälters.

- Freisetzungen „über den Wasserweg“:
 - RP: durchbrochene Fundamentplatte; hierbei handelt es sich um alle Sequenzen mit Verlagerung des Reaktorkerns in den Behälter, was zum Durchbruch des Behälters und schließlich zum Durchbruch der Fundamentplatte führt,
 - RI: intakte Fundamentplatte; hierbei handelt es sich um alle Abläufe ohne Durchbruch der Fundamentplatte. Um die Ziele zu erreichen, wird den Freisetzungen R1 und RP besondere Aufmerksamkeit gewidmet.

Die Ergebnisse der Untersuchung zum 3^o RP 1300 werden gemäß den von EDF ergriffenen Maßnahmen berücksichtigt und integriert. Die wesentlichen methodischen Änderungen gegenüber dem 3^o RP der 1300-MWe-Generationsstufe betreffen folgende Themen:

- H_2 -Verbrennung (oder CO): Konsolidierung durch Sensitivitätsstudien zum Verbrennungsrisiko im Sicherheitsbehälter, einschließlich während der Phase des Kernschmelzens außerhalb des Reaktordruckbehälters,
- Risiko einer induzierten RTGV und eines induzierten Bruchs der heißen Strangleitung: Verbesserung der im EPS 3^o RP 1300 verwendeten Methodik,
- Anheben des Reaktordruckbehälters: Das Risiko eines Bypasses des Sicherheitsbehälters an den Durchführungen des Sicherheitsbehälters infolge eines möglichen Anhebens des Reaktordruckbehälters wurde in Übereinstimmung mit den Studien zum EPR von Flamanville 3,
- Corium-Beton-Wechselwirkung (ICB): Weiterentwicklung der Modellierung auf Grundlage der jüngsten Versuche,
- Freisetzungen bei Auslegungsunfällen: Es wird eine Zusammenfassung von Freisetzungskategorien eingeführt, um die Szenarien der Auslegungsunfälle und des ergänzenden Bereichs zu behandeln.

EPS N2 „Interne Ereignisse“

Diese Sicherheitsanalyse bewertet die Art und das Risiko radioaktiver Freisetzungen bei Ereignissen, von denen angenommen wird, dass sie zu einer Beschädigung des Brennstoffs führen, in der Sicherheitsanalyse der Stufe 1 „Interne Ereignisse“ sowie bei Bypass-Ereignissen ohne Kernschmelze.

Frühe Freisetzungen (R1)

Die Häufigkeit vorzeitiger Ableitungen hat sich halbiert. Diese Verbesserung ist im Wesentlichen auf die Stromversorgung der elektrischen Sicherheitsabsperrentile des Sicherheitsbehälters (PNPE1073 und PNPE1068) durch das DUS zurückzuführen, wodurch die Sicherheit des Sicherheitsbehälters im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromquellen verbessert wird. Das Risiko früher Freisetzungen liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor, was weniger als 10 % des Risikos einer Kernschmelze des EPS bei internen Ereignissen N1 4^o RP 900 entspricht, wodurch das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich ist.

Durchbrochene Fundamentplatte (RP)

Die jährliche Durchbruchshäufigkeit der Fundamentplatte, die nach dem 3^o RP 900 auf einige 10^{-6} / Jahr.Reaktor geschätzt wurde, wurde im 4^o RP 900 dank der Maßnahmen zur Trockenausbreitung und Wiederbefeuchtung des Coriums (PNPP1976) in Verbindung mit der Einführung des EAS-ND-Systems (PNPP1811) und der „Source Froide Noyau Dur“, die insbesondere die Langzeitkühlung des Coriums ermöglicht, reduziert. Diese materiellen Vorkehrungen sowie – für die schnellsten Transienten – ein geeignetes Verfahren zur Rückführung des Coriums, das auf der Messung zur Erkennung eines Reaktorbehälterdurchbruchs (PNXX1746) basiert, ermöglichen die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter. Die Wahrscheinlichkeit eines Durchbruchs der Fundamentplatte wird auf eine Häufigkeit in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor reduziert, was dem Ziel entspricht, dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

EPS N2 „Einwirkungen“

❖ Allgemeiner Ansatz

Die wichtigsten Einwirkungen wurden modelliert, was eine Premiere für den Kraftwerkspark darstellt und EDF auf den neuesten Stand der Technik in Bezug auf Brand-, interne Überschwemmungs- und Erdbebeneinwirkungen bringt.

Zunächst werden die auf eine Störung folgenden Kernschmelzsequenzen, die eine ähnliche Unfalltypologie aufweisen (Ausgangszustand des Reaktorkessels, Auslöser, Szenario, das zur K e r n schmelze führt),

in Anlagen-Störzustände (EDI) zusammengefasst, denen ein sogenanntes „Unfall-mit-Kernschmelze-Szenario“ zugeordnet ist.

Jedes Szenario „Unfall mit Kernschmelze“ berücksichtigt die Maßnahmen zur Schadensminderung, die verschiedenen Unfallphänomene mit Kernschmelze, die durch den Zustand des Kerns hervorgerufen werden können, sowie die verschiedenen potenziellen Arten des Verlusts der Sicherheitshülle, die zu radioaktiven Freisetzungen führen können.

In einem zweiten Schritt werden die funktionalen Auswirkungen der verschiedenen Szenarien im Zusammenhang mit der untersuchten Einwirkung (Brand, interne Überschwemmung, Erdbeben), die zu einer Kernschmelze führen, auf die Zielkomponenten, die an der Minderung des Unfalls mit Kernschmelze und der Begrenzung der radioaktiven Freisetzungen beteiligt sind, charakterisiert und modelliert, und zwar auf die gleiche Weise wie für die betrachtete Einwirkungs-EPS N1 (Brand, interne Überflutung, Erdbeben).

Anschließend wird eine Quantifizierung des Risikos radioaktiver Freisetzungen infolge der untersuchten Einwirkung durchgeführt, indem die Folgen der Unfallszenarien nach Freisetzungskategorien gruppiert werden, und zwar nach dem gleichen Ansatz wie bei der EPS für interne Ereignisse N2.

❖ **EPS Brand N2**

Die Ergebnisse der Brand-EPS N2, die für die Brandvolumina durchgeführt wurde, die maßgeblich zum Risiko einer Kernschmelze beitragen, zeigen, dass der Brandfall keinen wesentlichen Einfluss auf die bei der Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze berücksichtigten Materialien hat, da die Verteilung der verschiedenen untersuchten Freisetzungsrisiken in der Größenordnung der EPS Interne Ereignisse N2 liegt.

Kurzfristig wird die Einschließung durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet und ermöglicht es, R1-Freisetzungen in den allermeisten Fällen zu vermeiden. Die Druckentlastung des Reaktorbehälters durch die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters ermöglicht es, dessen Integrität langfristig aufrechtzuerhalten und ein gutes Maß an Einschließung der Spaltprodukte zu gewährleisten. Die Möglichkeit, das Corium durch die Aktivierung der EAS-ND-Maßnahme zusätzlich zur Kühlung durch das EAS wieder einzuschließen, verringert das Risiko eines Durchbruchs der Fundamentplatte durch das Corium.

Im Anschluss an die im Rahmen des GP EPS durchgeführte Untersuchung:

- In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des ⁴. RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-C-I] schützt EDF die Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden, vor internen Einflüssen (TCDI0083)
- Um die Verfügbarkeit des EAS-ND zu erhöhen, ist eine APE-Betriebsanweisung vorgesehen, die das Öffnen der Ventile vor Ort vorschreibt, um die Inbetriebnahme des EAS-ND-Systems im Falle eines Ausfalls ihrer Stromversorgung zu ermöglichen. Darüber hinaus wird für Fälle, in denen der Ventilraum nicht zugänglich ist, und um bei einem Ausfall der Stromversorgung eine Betätigung vom Elektrorum (BL) aus zu ermöglichen, im BL ein Anschlusskasten installiert, der direkt von einer Schalttafel des DUS gespeist wird. Dieser Schaltkasten ermöglicht die Versorgung und Steuerung der für die Noyau-Dur-Einspeisung erforderlichen Ventile mithilfe einer Selbstüberwachungszelle (TCDI19070).

Frühe Freisetzungen (R1)

Die Hauptrisikofaktoren für R1-Freisetzungen ergeben sich aus Brandszenarien im Elektrizgebäude, während der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrizgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. In dieser Situation ermöglichen jedoch die Redundanz der Isolierungsvorrichtungen für die Gehäusedurchführungen und die lokale Schließung der Gehäuse-Absperrventile, sofern diese nicht vom Brand betroffen sind, ein Restrisiko für R1-Freisetzungen in der Größenordnung von einigen ¹⁰⁻⁷ pro Jahr und Reaktor.

Durchbohrtes Fundament (RP)

Die Hauptursachen für das RP-Freisetzungsrisiko ergeben sich aus Brandszenarien im Elektroraum, während der Reaktor in Betrieb ist.

Die RP-Freisetzungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit einer Nichtverfügbarkeit des EAS infolge des durch den Brand verursachten Ausfalls eines EAS-Kanals und des intrinsischen Ausfalls des anderen Kanals. Die Unfallminderungslinie bei Kernschmelze im Falle einer internen Störung in den elektrischen Räumen des Kanals A führt zu einem Risiko von RP-Freisetzungen in der Größenordnung von einigen 10^{-6} / Jahr.Reaktor.

❖ **EPS interne N2-Überflutung**

Die Ergebnisse der EPS für eine interne N2-Flutung zeigen, dass der Containment-Schutz kurzfristig durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet ist und R1-Freisetzungen in den allermeisten Fällen verhindert werden können. Die Druckentlastung des Containments durch die Containment-Druckentlastungs- und Filtervorrichtung ermöglicht es, dessen Integrität langfristig aufrechtzuerhalten und ein gutes Maß an Einschluss der Spaltprodukte zu gewährleisten.

Die Möglichkeit, das Corium durch die Umsetzung der Maßnahmen zur Coriumstabilisierung und des EAS-ND zusätzlich zur Kühlung durch das EAS wieder einzuschließen, ermöglicht es, das Risiko eines Durchbruchs der Fundamentplatte durch das Corium zu verringern.

Im Anschluss an die im Rahmen des GP EPS durchgeführte Untersuchung in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-C-I] sichert EDF die Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B (TCDI0083) befinden, gegen interne Störquellen ab.

Frühe Freisetzungen (R1)

Bei Reaktorbetriebszuständen mit Leistung sind die Hauptursachen für das Risiko von R1-Freisetzungen auf Szenarien einer internen Überflutung im Elektroraum zurückzuführen. Tatsächlich kann eine Überflutung im Elektroraum in bestimmten Situationen zu einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung (H3) des Blocks führen. In dieser Situation wird die Aufgabe des lokalen Schließens der Sicherheitsbehälter-Absperrventile jedoch nicht durch die Überflutung beeinträchtigt, wodurch das Risiko von R1-Freisetzungen deutlich verringert werden kann.

Im Stillstandszustand ist der Hauptbeitrag zum Risiko von R1-Freisetzungen auf das Versagen des Wiederverschlusses der physischen Zugangsbarriere zurückzuführen, das unabhängig von der Beeinträchtigung des Reaktorblocks durch die Überschwemmung ist.

Das Risiko von R1-Freisetzungen wird auf etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor geschätzt.

Durchbrochene Fundamentplatte (RP)

Die Hauptursachen für das RP-Freisetzungsrisiko ergeben sich aus Szenarien einer internen Überflutung im Elektroraum, während der Reaktor in Betrieb ist.

Die RP-Freisetzungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit einer durch die Überflutung verursachten Nichtverfügbarkeit des EAS. Die Umsetzung der Maßnahmen zur Coriumstabilisierung und des EAS-ND sowie die Installation von Bodensiphons in sensiblen elektrischen Räumen (PNPE1279) ermöglichen jedoch eine Verringerung des Risikos von RP-Freisetzungen.

Das Risiko eines Durchbruchs der RP-Bodenplatte liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

❖ **EPS Erdbeben N2**

Die Ergebnisse der Erdbeben-EPS und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks



Erkenntnisse aus dem Erdbebensimulationsprogramm (EPS) der Stufe 3:

Das Erdbeben wirkt sich gleichzeitig auf die gesamte Anlage und die Bauwerke aus.

Frühe Freisetzungen (R1)

Bei Erdbebenstärken, die weit über die Sicherheitsstandards hinausgehen und bis zur Stufe SND (Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren) reichen, wird das Risiko von R1-Freisetzungen durch Szenarien eines Ausfalls der externen Stromversorgung aufgrund des Erdbebens in Verbindung mit dem Ausfall der Notstromversorgung durch interne oder seismische Ursachen verursacht. Der „Noyau Dur“ und die manuelle Isolierung des Sicherheitsbehälters gewährleisten jedoch die Eindämmung.

Durchbohrte Fundamentplatte (RP)

Bei Erdbebenstärken, die weit über die Sicherheitsstandards bis hin zum SND (Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren) hinausgehen, wird das Risiko einer RP-Freisetzung durch Szenarien eines Ausfalls der externen Stromversorgung infolge des Erdbebens in Verbindung mit dem Ausfall der Notfallmaßnahmen aufgrund interner oder seismischer Ursachen verursacht. Der harte Kern und die passive Corium-Verteilungsvorrichtung sowie die anschließende Wiederüberflutung gewährleisten, dass ein Durchbruch der Fundamentplatte verhindert wird.

Unter Berücksichtigung eines Erdbebenintensitätsbereichs, der Wiederkehrperioden von bis zu 150.000 Jahren abdeckt, kommt die Erdbeben-Sicherheitsanalyse N2 für Tricastin zu folgender Einschätzung:

- das Risiko früher Freisetzungen über *die Luft* (R1) infolge einer Kernschmelze nach einem Erdbeben in einem repräsentativen Block des Tricastin auf etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor,
- Das Risiko von Freisetzungen über *den Wasserweg* (RP) infolge eines Erdbebens an einem repräsentativen Block des Tricastin auf einige 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

Die „Noyau Dur“-Maßnahmen, die den technischen Vorschriften der ASN von 2012 und 2014 folgen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7), die auf die Prävention und Eindämmung einer Kernschmelze ausgerichtet sind, ermöglichen eine deutliche Begrenzung der Risiken erheblicher Freisetzungen *über „Luft“* und *„Wasser“* bei Erdbebenstärken, die deutlich über den bei der Auslegung berücksichtigten Gefahren liegen (in der Größenordnung des SND-Erdbebens).

So ermöglichen diese Maßnahmen zur Vermeidung und Begrenzung von Kernschmelzen eine Verringerung des Risikos erheblicher Freisetzungen *in die Luft* um 35 % und eine Verringerung der Freisetzungen *ins Wasser* um 40 % in einem repräsentativen Reaktorblock des Kernkraftwerks Tricastin.

Der Beitrag von Erdbeben bis zum SND ist sehr gering (in der Größenordnung von 10 % des Risikos).

Der Beitrag von Erdbeben, die über den SND hinausgehen, ist daher für dieses Risiko ausschlaggebend. Bei Erdbebenstärken, die weit über dem SND liegen (0,7 g, d. h. eine Wiederkehrperiode von mehr als 500.000 Jahren), ergibt sich das Risiko von Freisetzungen direkt aus der Häufigkeit des Erdbebenrisikos, da es unmöglich ist, Maßnahmen zur Verhinderung oder Minderung einer Kernschmelze zu ergreifen. Da die Methoden darauf abzielen, eine grobe Schätzung der Eintrittswahrscheinlichkeit dieser Erdbeben zu liefern, spiegelt die Gewichtung dieser Erdbeben die Grenzen der Methoden wider, die zur Bewertung der Wahrscheinlichkeit solcher Ereignisse in erdbebensicheren Ländern wie Frankreich eingesetzt werden, und nicht das mit diesen Erdbeben verbundene Risiko.

Bestandsaufnahme zum Zustand des

Blocks Änderungen:

- PNPE1068 „Einrichtung einer Hardcore-Stromverteilung“,
- PNPE1073 „Einrichtung einer Hard-Core-Leittechnik für die bestehenden Anlagen“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP1976 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,
- PNXX1746 „Erkennung von Behälterdurchbrüchen und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei hohen Temperaturen“,
- PNPE1279 „Schutz vor interner Überflutung der Räume der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodensiphon“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen TCDI0083 „Schutz der Komponenten der ‚Breitband‘-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden“ und TCDI19070 „Einführung einer Ausweidlösung für den Ausfall der LUU-Schalttafel zur Betätigung der EAS-ND-Ventile (S t e c k d o s enschränk)“ werden im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4 RP 900 umgesetzt.

4.3 FAZIT

Im Bereich von Unfallsituationen mit Kernschmelze wendet EDF einen Ansatz aus deterministischen (bis hin zur Berechnung der radiologischen Folgen) und probabilistischen Studien (Bewertung der Freisetzungsrissen) an, um sich zu den erforderlichen Sicherheitsverbesserungen zu positionieren, die zur Erfüllung der Ziele der Überprüfung erforderlich sind.

So ergänzen im Rahmen des 4 RP 900 die folgenden Maßnahmen die bestehenden Bestimmungen:

- die Bestimmung EAS-ND, die es ermöglicht, die Kühlung des Coriums im Reaktorbehälter oder außerhalb des Reaktorbehälters sicherzustellen und die Restleistung aus dem Reaktorbehälter abzuleiten, ohne auf die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters
- die Maßnahme zur Stabilisierung des Coriums, die auf einer trockenen Verteilung des Coriums auf der Fundamentplatte des BR und dessen anschließender Wiederbefeuchtung basiert, wodurch das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Durchbruch der Fundamentplatte verringert wird,
- das Auffangen von Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Kreislaufs, wodurch die Sicherheitshülle im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze verbessert wird,
- die Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des BR, wodurch die Sicherheitshülle im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze verbessert wird.

Diese Änderungen führen somit deterministisch zu einer signifikanten Verringerung der Strahlenbelastung der Bevölkerung.

Ergänzend dazu setzt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-D] folgende Maßnahmen um:

- die Rückführung der in den Sammelbecken des BK vorhandenen Abwässer in den BR, wodurch die Ausbreitung möglicher Flüssigkeitslecks verringert wird,
- die Einrichtung einer Dekontaminationsanlage für das Wasser des BR, wodurch die Auswirkungen möglicher Flüssigkeitsaustritte verringert werden können.

Aus probabilistischer Sicht machen die im Rahmen des 4 RP 900 getroffenen Vorkehrungen frühe und umfangreiche Freisetzungen infolge einer Kernschmelze für die EPS-Kategorie „Interne Ereignisse“ äußerst unwahrscheinlich.

Schließlich hat EDF im Rahmen des 4 RP 900 eine Reihe von sogenannten EPS-Studien der Stufe 2 für Störfälle durchgeführt, was dem höchsten Niveau der internationalen Standards in diesem Bereich entspricht.

ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN

ZUSAMMENFASSUNG

5	BEWÄLTIGUNG KONVENTIONELLER RISIKEN.....	218
5.1	ZIEL	218
5.2	ERFÜLLUNG DES ZIELS	218
5.3	SCHLUSSFOLGERUNG	221

5 BEWÄLTIGUNG KONVENTIONELLER RISIKEN

5.1 ZIEL

Ziel: Beherrschung der Risiken konventioneller Unfälle

Der geänderte Erlass vom 7. Februar 2012, der sogenannte „INB-Erlass“, hat den Geltungsbereich des Nachweises der nuklearen Sicherheit auf konventionelle Unfallrisiken für die zu schützenden Interessen ausgeweitet. Der Begriff „konventioneller Unfall“ bezeichnet einen Unfall, der nicht-radiologische und/oder geringfügig radiologische Folgen haben kann⁴. Ihre Beherrschung muss durch die Beherrschung der folgenden Sicherheitsfunktionen erreicht werden:

- die Eindämmung gefährlicher und radioaktiver Stoffe,
- den Schutz von Personen und der Umwelt vor toxischen Wirkungen, Überdruckeffekten, thermischen Wirkungen und den Auswirkungen von Projektileinschlägen.

5.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil Stufe

Im Rahmen eines den Herausforderungen angemessenen Ansatzes wird die Risikoanalyse an die in der Anlage vorhandenen Gefahrenpotenziale angepasst. Sie stützt sich im Wesentlichen auf Methoden und Praktiken aus ICPE-Anlagen und gliedert sich in die folgenden Hauptschritte:

- eine Beschreibung und Charakterisierung des Standorts und seiner Umgebung,
- eine Identifizierung und Charakterisierung der Gefahrenpotenziale,
- eine Analyse der gewonnenen Erfahrungen,
- eine Risikobewertung.

Diese Risikobewertung erfolgt in drei Schritten:

❖ **Schritt 1: Vorläufige Risikoanalyse**

Zuvor wurden die Gefahrenpotenziale identifiziert und anhand der Auswirkungen charakterisiert, die sie auf die zu schützenden Interessen haben können: thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen über Luft/Wasser, Überdruckeffekte, geringfügige radiologische Auswirkungen, Auswirkungen durch Projektileinschläge sowie anhand der Dominoeffekte, die sie auslösen können.

Auf der Grundlage dieser Bestandsaufnahme der Gefahrenpotenziale ermöglicht die vorläufige Risikoanalyse die Identifizierung von Unfall-Szenarien, die Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen haben könnten.

Neben der Identifizierung potenzieller Unfallszenarien ermöglicht die vorläufige Risikoanalyse die Ermittlung verschiedener Maßnahmen zur Beherrschung konventioneller Risiken.

⁴ Unfälle mit geringfügigen radiologischen Folgen betreffen bestimmte konventionelle Anlagen.

❖ Schritt 2: Charakterisierung der Auswirkungsintensität

Schritt 2 wird für die Unfallszenarien durchgeführt, die im Anschluss an die vorläufige Risikoanalyse ausgewählt wurden.

Für Auswirkungen über die Luft im Zusammenhang mit konventionellen Risiken:

Die Auswirkungen der Gefahrenereignisse werden deterministisch und realistisch untersucht. Die Charakterisierung der Intensität dieser Auswirkungen ermöglicht es, zu entscheiden, ob eine eingehende Risikoanalyse, wie in Schritt 3 beschrieben, erforderlich ist oder nicht.

Bei nicht-radiologischen Auswirkungen über die Luft wird die Intensität der Auswirkungen anhand der Referenzwerte in Anhang II des Erlasses vom 29. September 2005 gemäß den Bestimmungen von Artikel 3.7 Absatz II des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 bewertet.

Was die Auswirkungen im Zusammenhang mit dem Aufprall eines Projektils betrifft, so werden diese gemäß Anhang II des Erlasses vom 29. September 2005 und dem Rundschreiben vom 10. Mai 2010 nur im Hinblick auf mögliche Dominoeffekte auf die in unmittelbarer Nachbarschaft gelegenen Anlagen des Standorts berücksichtigt.

Was die geringen radiologischen Auswirkungen über die Luft betrifft, so wird ihre Akzeptanz im Hinblick auf die zu schützenden Interessen durch die Analyse der radiologischen Folgen der Auslegungstörfälle und -unfälle nachgewiesen.

Sofern die Referenzwerte für nicht-radiologische Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen nicht überschritten werden, gilt das untersuchte Unfallszenario über die Luft als beherrscht. Andernfalls wird eine eingehende Risikoanalyse durchgeführt.

Für Auswirkungen über den Wasserweg im Zusammenhang mit konventionellen Risiken:

Bei toxischen oder geringfügig radiologischen Auswirkungen auf die Umwelt über den Wasserweg wird, sofern kein quantitativer Referenzschwellenwert vorliegt, die potenzielle Schwere der Folgen für die Umwelt über den Wasserweg qualitativ bewertet. Die Risikobeherrschung wird in diesem Fall durch die Einrichtung geeigneter passiver Rückhaltevorrichtungen nachgewiesen. Diese Einrichtungen bilden die letzte Barriere zum Schutz der Umwelt und werden daher als „wichtige Elemente für den Schutz von Interessen“ (EIP) definiert. Ein den Herausforderungen angemessenes Vorgehen, das auf der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen basiert, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, *die „aus Sicht des Umweltschutzes besondere Beachtung verdienen“*. Für diese Stoffe werden die EIP auf aktive Einrichtungen ausgeweitet, die zur Flüssigkeitsrückhaltung beitragen. Andererseits stellen als letzte Rückhaltevorrichtungen vor der Einleitung in die Umwelt die letzten Rückhaltevorrichtungen im SEO-Regenwassernetz und die damit verbundenen aktiven Einrichtungen ebenfalls EIP dar.

❖ Schritt 3: Vertiefte Risikoanalyse

Für jedes konventionelle Unfallszenario, das potenziell nicht-radiologische Auswirkungen über die Luft auf die zu schützenden Interessen haben könnte, wird eine eingehende Risikoanalyse durchgeführt. Diese zielt darauf ab, die Eintrittswahrscheinlichkeit des Unfalls und die Schwere der Folgen zu ermitteln. Die Schwere der Folgen ergibt sich aus der Kombination der Intensität der Auswirkungen und der Anfälligkeit der Ziele in dem diesen Auswirkungen ausgesetzten Bereich, wobei die Kinetik des Phänomens berücksichtigt wird.

Je nach Wahrscheinlichkeit und Schweregrad werden die Unfallszenarien anschließend in das für ICPE verwendete Risikohierarchieraster eingeordnet. Dieses Raster umfasst drei Zonen:

- einen Bereich mit hohem Risiko, den roten Bereich, in dem das Risiko als inakzeptabel gilt. In diesem Fall müssen Maßnahmen zur Verringerung des Risikoniveaus ergriffen werden,
- eine Zone mit mittlerem Risiko, die orangefarbene Zone, in der das Risiko zwar tolerierbar ist, in der jedoch Verbesserungsmaßnahmen in Betracht gezogen werden sollten, um unter wirtschaftlich ein Risikoniveau zu erreichen, das so niedrig wie vernünftigerweise möglich ist, unter Berücksichtigung des Stands der Kenntnisse, der Praktiken und der Anfälligkeit der Umgebung der Anlage,
- eine Zone mit geringerem Risiko, die grüne Zone, in der das Risiko in der aktuellen Situation akzeptabel ist.

Die Analyse wird iterativ mit Schritt 2 unter Anwendung eines oder mehrerer der folgenden drei Hebel durchgeführt, bis die Akzeptanz des Risikos nachgewiesen ist:

- Risikominderung an der Quelle,
- Verfeinerung des Szenarios,
- Ermittlung und Bewertung von Risikokontrollmaßnahmen (Prävention, Überwachung, Schadensminderung) mit dem Ziel, das Eintreten und/oder die Folgen des Unfallszenarios zu verringern. Diese Risikokontrollmaßnahmen bilden die Risikokontrollmaßnahmen.

Die beiden letzten Hebel beziehen alle plausiblen Auslöser mit ein. Dazu gehören insbesondere interne Einwirkungen, externe Einwirkungen und plausible Kumulierungen.

Unter den potenziell identifizierten Risikokontrollmaßnahmen stellen diejenigen, die für den Sicherheitsnachweis unbedingt erforderlich sind, wichtige Elemente und Aktivitäten zum Schutz der Interessen (EIP und AIP) dar. Die von diesen Maßnahmen erfüllten Funktionen dürfen durch die Auslöser und Auswirkungen der ausgewählten Szenarien nicht beeinträchtigt werden. Die Anforderungen, die EIP und AIP erfüllen müssen, sind somit definiert.

Die Ergebnisse der Studien und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Block-spezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Unter Anwendung des oben beschriebenen Ansatzes hat die bisher für das Kernkraftwerk Tricastin durchgeführte Studie zu folgenden Schlussfolgerungen geführt:

- Die Explosionsszenarien der Wasserstoffwolke, die durch die vollständige Entleerung eines Wasserstoffflaschenrahmens auf den Gasplätzen SGZ 1-2 und 3-4 freigesetzt wird, weisen im Hinblick auf die Risikohierarchie ein für Menschen im Hinblick auf die Risikohierarchie,
- die Szenarien der Ausbreitung einer giftigen Ammoniakwolke infolge des Verlusts der Dichtheit einer unter Druck stehenden Ammoniakgasflasche auf dem Gaspark GNU und auf dem Gaspark des Labors
Die Kernkraftwerke weisen gemäß der Risikohierarchie ein für den Menschen akzeptables Risikoniveau auf,
- sind die von den Stickstoffverdampfern in den Gasparks SGZ 1-2 und 3-4 ausgehenden Risiken unter Kontrolle. Das BLEVE-Szenario weist ein tolerierbares Risikoniveau auf, mit einer verbleibenden Wahrscheinlichkeit für den Menschen gemäß der Risikohierarchie

- haben die angenommenen Unfallszenarien, mit Ausnahme der vorgenannten Fälle, keine nicht-radiologischen Auswirkungen außerhalb der Standortgrenzen.

Für die meisten dieser Anlagen erfordern die angenommenen Unfallszenarien keine Bewertung von Funktionen, um den Schutz der Interessen zu gewährleisten.

Was die für den Kernkraftwerksblock, die Pumpstation und die technischen Stollen angenommenen nicht-radiologischen Unfallsituationen betrifft, so lassen die im Rahmen der radiologischen Risikokontrolle getroffenen Vorkehrungen den Schluss zu, dass außerhalb der Standortgrenzen keine Auswirkungen auftreten.

- Um sich vor unbeabsichtigten Freisetzungen von gefährlichen oder schwach radioaktiven flüssigen Stoffen in die Umwelt zu schützen, ist die Rückhaltung der freigesetzten Flüssigkeiten gewährleistet, wodurch somit die Risikokontrolle gewährleistet. Die Risikokontrollmaßnahmen, die diese Rückhaltung gewährleisten, fallen daher in diesem Zusammenhang unter den EIP-Status.

Die konventionellen Risiken, die vom Kernkraftwerk Tricastin für die zu schützenden Interessen ausgehen, sind unter Kontrolle.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin.

5.3 FAZIT

Die Reaktoren der Baureihe CPY werden im Zuge der VD4-900-Abschaltungen nach und nach überprüft. Die Elemente, die zum Nachweis des Schutzes der zu schützenden Interessen gegenüber konventionellen Risiken beitragen, unterliegen ab dem ⁴. RP 900 dem EIP-Status.

ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSTUDIEN

INHALT

6.1	SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH)	224
6.1.1	VORSTELLUNG DES ANSATZES	224
6.1.2	UMSETZUNG IM RAHMEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG	224
6.1.3	SCHLUSSFOLGERUNG	226
6.2	TESTS DER ANLAGE	226
6.2.1	ALLGEMEINES	226
6.2.2	VORGEHENSWEISE BEI DEN PRÜFUNGEN	226
6.2.2.1	Prüfungen zur erneuten Zulassung	226
6.2.2.2	Spezifische zehnjährige Prüfungen	227
6.2.2.3	Zehnjahres-Wiederholungsprüfungen	229
6.2.2.4	Vorgeschriebene Prüfungen	231
6.2.2.5	Sonderprüfungen	231
6.2.3	SCHLUSSFOLGERUNG	232
6.3	RECHTLICHE REFERENZUNTERLAGEN	233

6.1 SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH)

6.1.1 VORSTELLUNG DES ANSATZES

Der SOH-Ansatz zielt darauf ab, das Wissen über bestehende Arbeitspraktiken in die Planungsentscheidungen einzubeziehen, um sicherzustellen, dass die Organisation und die Mitarbeiter in der Lage sind, die Entwicklungen der Anlage und des Betriebs zu bewältigen.

Daher wird jedes Entwicklungsprojekt einer Risikoanalyse unterzogen und es werden die damit verbundenen Veränderungen ermittelt. Dies umfasst eine Analyse der SOH-Auswirkungen und der Sicherheitsauswirkungen (gemäß den Grundsätzen von INSAG 18). Die Kartierung der Risiken und der damit verbundenen Gegenmaßnahmen wird regelmäßig aktualisiert und überprüft.

Das Ziel des SOH-Ansatzes besteht darin, die Leistungsfähigkeit – insbesondere im Bereich der Sicherheit – der im Kernkraftwerkpark umgesetzten Entwicklungen (technischer, dokumentarischer, regulatorischer, organisatorischer Art usw.) zu stärken, indem für die Kernkraftwerke Lösungen entwickelt werden, die:

- praktikabel (leicht umsetzbar und an die bestehenden Aktivitäten angepasst),
- zuverlässig (Risiken reduzierend),
- wirksam (die die Erzielung der erwarteten Ergebnisse vor Ort gewährleisten).

Das Prinzip des SOH-Ansatzes besteht darin, bereits bei der Konzeption und durch die Konstrukteure selbst die Auswirkungen auf individuelle und kollektive Arbeitssituationen zu berücksichtigen, die durch regulatorische, technische, dokumentarische (Referenzsysteme) oder organisatorische Entwicklungen verursacht werden. Dies ermöglicht es, auf alle Faktoren einzuwirken, die die Qualität der erwarteten Ergebnisse und Leistungen beeinflussen können.

6.1.2 UMSETZUNG IM RAHMEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG

Allgemeiner Teil Stufe

Der Umfang und die Anzahl der geplanten Änderungen sowie die damit verbundenen Auswirkungen für die vierte periodische Überprüfung führen zu erheblichen Veränderungen der Arbeitsabläufe und ganz allgemein der Tätigkeiten vor Ort, die im Voraus antizipiert und unter Berücksichtigung einer Gesamtvision aller Änderungs- und Betriebsentwicklungsmaßnahmen organisiert werden müssen.

Der für die 4. periodische Überprüfung 900 umgesetzte SOH-Ansatz berücksichtigt die kumulierten Problemstellungen der im Rahmen der TTS der 4. periodischen Überprüfung 900 durchgeführten Maßnahmen.

So beziehen sich die durchgeführten Maßnahmen auf die Projektorganisation, die Kompetenz der beteiligten Akteure und die Modalitäten zur Analyse der SOH-Auswirkungen – sowohl einzeln als auch insgesamt – der Änderungen, die durch die im Rahmen der vierten Überprüfung eingeführten Weiterentwicklungen hervorgerufen werden.

Alle Planer werden für die Herausforderungen der organisatorischen und menschlichen Faktoren in komplexen Risikosystemen sensibilisiert und in der praktischen Umsetzung des SOH-Ansatzes geschult. Die Planer werden zudem von internen Spezialisten (SOH-Beauftragte der Abteilungen, zentrales SOH-Team mit einem Referenten des Kraftwerksblocks) und externen Fachleuten (Beratungsunternehmen/Experten für organisatorische und menschliche Faktoren) unterstützt.

Über den in jeder Einheit umgesetzten SOH-Prozess hinaus ist das für die vierte periodische Überprüfung zuständige EDF-Projekt so organisiert, dass eine verstärkte Steuerung und Überwachung der Berücksichtigung der SOH-Dimension der Projekte im Rahmen monatlicher SOH-Koordinierungssitzungen gewährleistet ist.

Die identifizierten Auswirkungen ermöglichten es, den Austausch mit dem Betreiber im Rahmen der 20 vor Ort organisierten SOH-Treffen zu fokussieren, deren Ziel es war:

- sicherzustellen, dass die identifizierten SOH-Auswirkungen in den betroffenen Fachbereichen unter Kontrolle sind,
- die Konzeption zu steuern,
- die zu treffenden Begleitmaßnahmen zu definieren (Festlegung des Schulungsbedarfs).

Auf der Grundlage der einzelnen SOH-Analysen wurde anschließend eine Gesamtanalyse durchgeführt, um sicherzustellen, dass die Gesamtauswirkungen aller Änderungen auf die verschiedenen Fachbereiche des Kernkraftwerks beherrscht werden. Diese Analyse hat gezeigt, dass die Bereiche Betrieb und Instandhaltung (hauptsächlich Elektrik und Automatisierung) angesichts des technischen Umfangs der geplanten Änderungen besonders betroffen sind. Die Schnittstellen zwischen den verschiedenen Aufgabenbereichen wurden identifiziert und die einzelnen Entwürfe entsprechend aufeinander abgestimmt. So wurden ergänzend zum allgemeinen Ansatz drei Bereiche einer bereichsübergreifenden Untersuchung unterzogen:

- Betrieb im Hard-Core-Zustand: Der Ansatz zur Betriebsfähigkeit im Hard-Core-Zustand zielt darauf ab, vor Ort die einheitliche und globale Durchführbarkeit der lokalen Maßnahmen zu überprüfen, die im Hard-Core-Zustand (im Sinne der PT ASN) in den ersten 24 Stunden bei isoliertem Standort (d. h. ausschließlich mit lokalen Ressourcen);
- Die Leitwarte: Alle Änderungen mit Auswirkungen werden in einem umfassenden Integrationsplan erfasst, der es ermöglicht, die Entwurfsentscheidungen im Hinblick auf die Entwicklung der Aktivitäten im Kontrollraum;
- Erstellung des umfassenden Schulungsprogramms: Regelmäßige Besprechungen ermöglichen die Abstimmung zwischen der Technikabteilung, der Schulungseinrichtung und den Fachbereichsleitern, um die Art der und die Gesamtstruktur im Verhältnis zu den bestehenden Schulungsprogrammen festzulegen.

Nach Abschluss der ersten Inbetriebnahme im ersten Block der Serie (Tricastin 1) wurde eine Erfahrungsauswertung (REX) organisiert, um die Wirksamkeit der getroffenen Konstruktionsmaßnahmen und der umgesetzten Begleitmaßnahmen sicherzustellen. Diese Erfahrungsauswertung (REX) befasst sich mit der Durchführung der Arbeiten sowie mit den Betriebsaktivitäten, insbesondere durch Beobachtungen *vor Ort* nach der Wiederinbetriebnahme, um sicherzustellen, dass die Teams die geänderten Anlagen beherrschen.

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des ⁴. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-A] wird EDF bis spätestens 31. Dezember 2024 die Fähigkeit der komplexen soziotechnischen Systeme, die seine Kernkraftwerke darstellen, bewerten, mit der Vielfalt realer Betriebssituationen fertig zu werden. Zu diesem Zweck hat EDF der Behörde für nukleare Sicherheit Ende 2021 das entsprechende Untersuchungsprogramm übermittelt. Dieses Programm umfasst unter den untersuchten Betriebsaktivitäten diejenigen, die zur Gewährleistung der Konformität und deren langfristigen Aufrechterhaltung beitragen, insbesondere die Erkennung und Bearbeitung von Abweichungen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin.

6.1.3 FAZIT

Die Gesamtheit der Maßnahmen, die in der Planungsphase in Absprache mit dem Betreiber eingeleitet und während des gesamten Prozesses umgesetzt wurden, ermöglichte es den Organisationen und Personen, sich auf die Durchführung der Zehnjahresinspektion vorzubereiten und die Änderungen an der Anlage in die Entwicklung der Betriebs- und Wartungsaktivitäten zu integrieren.

6.2 TESTS DER ANLAGE

6.2.1 ALLGEMEINES

Im Rahmen des ⁴ RP 900 und nach der Umsetzung der Änderungen und Weiterentwicklungen des Referenzrahmens ist es erforderlich, die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage sicherzustellen. Diese während der Tests durchgeführten Überprüfungen tragen dazu bei, die Konformität mit dem neuen, geltenden Referenzrahmen zu gewährleisten.

Der Ansatz gliedert sich in zwei Teile:

- Es werden **Tests zur Requalifizierung** der Änderungen definiert, um die Konzeption und die Umsetzung der Änderung vor Ort zu validieren und nachzuweisen, dass keine Beeinträchtigung der Funktionsfähigkeit der angeschlossenen Systeme vorliegt.
- Über das grundlegende Vorgehen hinaus wird eine Analyse durchgeführt, um angesichts einer großen Anzahl von Änderungen die Angemessenheit der durchgeführten Prüfungen (Requalifizierung, EP, sonstige) sicherzustellen und gegebenenfalls **zehnjährige Prüfungen** festzulegen, um das Gesamtverhalten der Anlage unter Berücksichtigung der Anforderungen und der erwarteten Leistungen zu gewährleisten.

Darüber hinaus werden die Reihe **der zehnjährigen periodischen Prüfungen** (Periodizität 10 Jahre – Kapitel IX der RGE) sowie die **vorgeschriebenen Prüfungen** im Zusammenhang mit einer zehnjährigen Inspektion für alle Blöcke geplant und durchgeführt.

Im Rahmen der Anweisung zu den Sonderprüfungen hat sich EDF verpflichtet, eine Reihe von Prüfungen an den Blöcken der CPY-Generationsstufe durchzuführen:

- Einzelprüfungen zur Bestätigung der Vollständigkeitsanalyse der periodischen Prüfungen;
- Einzelversuche zur Überprüfung bestimmter Maßnahmen, die im Falle eines Unfalls zum Einsatz kommen;
- Einzelversuche zur Untermauerung der Modellannahmen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge.

Einige dieser Versuche entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des ⁴ RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-B].

6.2.2 VORGEHENSWEISE BEI DEN VERSUCHEN

6.2.2.1 Requalifizierungsversuche

❖ **Definition und Ziele der Requalifizierungsversuche**

Die Requalifizierungsversuche für Änderungen ermöglichen es:

- die ordnungsgemäße Umsetzung einer materiellen Änderung an allen Blöcken gemäß den Spezifikationen zu überprüfen,
- die Validierung des Entwurfs einer materiellen Änderung durch eine Umsetzung an einem Vorlaufblock abzuschließen,
- die Funktionsfähigkeit der Anlage nach der Integration der materiellen Änderung zu überprüfen, insbesondere im Hinblick auf die nicht geänderten Schnittstellenkomponenten.

Die Requalifizierungsprüfungen werden auf der Grundlage einer Vollständigkeitsanalyse der Prüfungen festgelegt, deren Leitprinzipien in einem speziellen methodischen Prüfleitfaden definiert sind.

Das Verfahren, das bei allen Anträgen durchgeführt wird, umfasst eine Prüfung des Umfangs der Änderung, einschließlich:

- eine Materialanalyse zur Ermittlung der grundlegenden Prüfungen für geänderte oder hinzugefügte Materialien,
- eine Funktionsanalyse zur Festlegung der Funktionstests, bei denen die Komponenten in allen erforderlichen Konfigurationen beansprucht werden,
- eine Analyse der Auswirkungen der Änderung auf die Anlage, insbesondere auf die Schnittstellenausrüstung, um die Regressionstests zu definieren,
- eine Analyse des Umfangs der Arbeiten zur Ermittlung des Bedarfs an zusätzlichen Prüfungen im Falle der Demontage oder Trennung von Ausrüstungen zur Durchführung der Maßnahme.

Der Erfolg jedes so definierten Tests hängt von der Einhaltung von Kriterien ab, die einer Kategorie zugeordnet sind, je nach ihrer Bedeutung für den Nachweis der Verfügbarkeit einer sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktion.

Jede Änderung ist Gegenstand eines Grundsatzprogramms zur Requalifizierung (PPR) und von Testdurchführungsverfahren (PEE).

Die Ziele des Grundsatzprogramms zur Neuzertifizierung bestehen darin, Folgendes bereitzustellen:

- den Nachweis durch eine Vollständigkeitsanalyse, dass das Sanierungsprogramm alle Funktionen abdeckt, die zum Schutz der von der Änderung betroffenen Interessen beitragen,
- die Begründung der Tests und der Einstufung der zugehörigen Kriterien,
- eine zusammenfassende Beschreibung aller vorgesehenen Verfahren mit ihrer Abfolge,
- die Rückverfolgbarkeit der Änderungen an den Prüfverfahren und deren Anwendbarkeit vor Ort.

Die Prüfverfahren sind Arbeitsanweisungen, die jede im PPR vorgesehene Prüfung im Detail definieren und insbesondere die Kriterien für die Abnahme der Prüfungen enthalten.

Die Prüfungen werden nach Abschluss der Arbeiten durchgeführt, nachdem sichergestellt wurde, dass die geänderte Anlage konform und bereit für diese Prüfungen ist (Funktionsabgleich).

❖ **Durchführung der Requalifizierungsprüfungen**

Die Requalifizierungsprüfungen werden bei der Integration jeder Änderung definiert und durchgeführt. Die Prüfergebnisse werden nach Abschluss der Prüfungen analysiert. Die Prüfung gilt als zufriedenstellend, wenn sie vollständig durchgeführt wurde und alle Kriterien, die zum Nachweis der Verfügbarkeit einer sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktion beitragen, erfüllt sind. Die Einhaltung der Kriterien in Bezug auf die von den Änderungen betroffenen sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktionen gewährleistet die Betriebsbereitschaft der Anlage.

6.2.2.2 Spezifische zehnjährige Prüfungen

❖ **Definition und Ziele der spezifischen zehnjährigen Prüfungen**

Das Verfahren zur Festlegung der zehnjährigen Prüfungen basiert auf einem übergreifenden Ansatz für Änderungsanträge, der es ermöglicht, die Probleme im Zusammenhang mit der Integration mehrerer Änderungen an denselben Anlagen zu analysieren, sowie auf einer Analyse der Repräsentativität der bei der ersten Inbetriebnahme der Blöcke durchgeführten Prüfungen und auf der Überprüfung der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen.

Die Zehnjahresprüfungen werden an einem Block durchgeführt, es sei denn, die Ergebnisse sind für die anderen Blöcke nicht repräsentativ; in diesem Fall können sie an mehreren Blöcken durchgeführt werden.

Die Methodik wird anhand der folgenden Analyseachsen durchgeführt:

- Schwerpunkt 1: Analyse der Vollständigkeit der Requalifizierungen, die für die im Rahmen der periodischen Überprüfung integrierten Änderungen durchgeführt wurden, unter Berücksichtigung der Fälle, in denen Anlagen im Rahmen mehrerer Dossiers modifiziert wurden,
- Schwerpunkt 2: Überprüfung der Angemessenheit der für jedes Dossier erarbeiteten Requalifizierungsversuche im Hinblick auf die Berücksichtigung übergreifender Themen (extreme Lufttemperatur, extreme Wassertemperatur, Management der elektrischen Abgänge);
- Schwerpunkt 3: Analyse der Repräsentativität der Erstinbetriebnahmeprüfungen nach Einarbeitung der Änderungen seit der letzten Überprüfung;
- Schwerpunkt 4: Analyse der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen;
- Schwerpunkt 5: Analyse der Erfahrungen aus bedeutenden sicherheitsrelevanten Ereignissen;
- Schwerpunkt 6: Analyse der Entwicklungen bei den Betriebsstrategien.

❖ Durchführung der spezifischen zehnjährigen Prüfungen

Das oben erläuterte Vorgehen wurde unter Berücksichtigung der in Phase A des 4. RP 900 integrierten Änderungen angewendet. Dieses wird nach Ablauf der Phase B des 4. RP 900 fortgesetzt, und je nach den erzielten Ergebnissen werden möglicherweise Zehnjahresprüfungen durchgeführt.

Die Zehnjahresprüfungen für das 4. RP 900 werden gemäß der entsprechenden Methodik definiert, die auf folgenden Eingabedaten basiert: die REX der vorangegangenen Betriebsjahre für alle Stufen der zehnjährigen Prüfungen, die Art der seit dem 3. RP umgesetzten und der im 4. RP 900 (Phase A) geplanten Änderungen, die Liste der Erstinbetriebnahmeprüfungen der CPY-Stufe, die mit dem 4. RP 900 verbundenen technischen Entwicklungen und der Inhalt des Programms für die regelmäßigen Prüfungen der CPY-Stufe.

Für alle Blöcke der CPY-Generation gültige Prüfungen

Diese Prüfungen wurden an einem einzigen Reaktor durchgeführt und dienen der Validierung aller Reaktoren der CPY-Generation. Diese Prüfungen wurden am Block 1 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt, der den Serienstartblock (TTS CPY) des 4. RP 900 darstellt.

Die Analysen, die anhand der sechs oben genannten Schwerpunkte durchgeführt wurden, münden in die Durchführung des folgenden spezifischen TTS-Tests:

Funktionsprüfung der neuen Stromverteilung, die vom Notstromaggregat gespeist wird

Ziel dieses Tests ist es, die korrekte Auslegung der neuen Hardcore-Stromverteilung zu validieren, indem alle vom Notstromaggregat versorgten Schalttafeln unter Spannung gesetzt werden.

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen und bestätigen somit die Funktionsfähigkeit aller Reaktoren der CPY-Generation.

Durchgeführte Tests am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Die Analysen, die gemäß den sechs oben genannten Schwerpunkten durchgeführt wurden, münden in die Durchführung der folgenden Tests:

Kühlversuch des Brennelement-Lagerbeckens mit der Anlage „PTR bis“

Ziel dieses Versuchs ist es, die ordnungsgemäße Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens durch das mobile Kühlsystem zu überprüfen, das an der Kaltwasserquelle über eine im Zufuhrkanal eingetauchte Pumpe mit Rohwasser versorgt wird.

Der Test verlief zufriedenstellend.

Übertragungsversuch der EAS-ND-Pumpe im Sumpf-Umwälzbetrieb

Ziel dieses Versuchs ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Anordnung in einer Konfiguration zu überprüfen, die der Umwälzung im Sumpf ähnelt, d. h. über eine Manschette, die den Druckflansch des Sumpfes mit der EAS-Versuchsleitung B (Rücklauf PTR-Behälter) verbindet

Der Test ist zufriedenstellend.

6.2.2.3 Zehnjahres-Wiederholungsprüfungen

❖ Definition und Ziele der zehnjährigen periodischen Prüfungen

Die Aufgabe der regelmäßigen Prüfungen besteht darin, die Verfügbarkeit der EIPS-Systeme mit einem den Erwartungen entsprechenden Zuverlässigkeitsgrad sicherzustellen. Sie sind gemäß den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) vorgeschrieben. Dieser Zuverlässigkeitsgrad basiert auf:

- der Vollständigkeit des Programms für die zehnjährigen Wiederholungsprüfungen;
- der guten Repräsentativität der Prüfbedingungen;
- der Angemessenheit der Prüfkriterien;
- Ein Prüfintervall, das der Art, den Modalitäten der Prüfungen und den Ausfallrisiken der geprüften Systeme angepasst ist.

Bestimmte Prüfungen werden bei jeder zehnjährigen Inspektion durchgeführt. Sie werden auf der Grundlage der inhärenten Zuverlässigkeit der zu prüfenden Systeme sowie der Art und der Modalitäten der Prüfungen festgelegt, die durch Erfahrungswerte ergänzt werden.

Vorgeschriebene Prüfungen, wie sie beispielsweise gemäß den Vorschriften für Druckbehälter erforderlich sind, fallen normalerweise nicht unter diese Kategorie. Sie werden in diesem Kapitel jedoch als gesetzliche Anforderungen aufgeführt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 6 – § 6.2.2.4).

❖ Durchführung der zehnjährigen wiederkehrenden Prüfungen am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Alle im Rahmen der Abschaltung VD4 durchgeführten zehnjährigen wiederkehrenden Prüfungen (mit Ausnahme der Prüfung der Reaktorkern-Wiederbefüllung mittels CEX) sind folgende:

Prüfung des Sicherheitsbehälters:

Ziel der Sicherheitsbehälterprüfung ist es, die Einhaltung des zulässigen Gesamtleckagerats des Sicherheitsbehälters sowie die Verformung der linearen Struktur bei verschiedenen Druckstufen zu überprüfen. Die Testergebnisse entsprechen den Dichtheitskriterien und belegen ein zufriedenstellendes mechanisches Verhalten des Sicherheitsbehälters unter Druckeinwirkung.

Prüfung der Nachspeisung der GV durch CEX in H3-Situation mittels DCC-LH als Ersatz für die ASG:

Ziel ist es, die Funktionsfähigkeit der CEX-Pumpen zur Versorgung der GV zu überprüfen. Dieser Test wurde während des Stillstands 2018 durchgeführt. Der Test verlief zufriedenstellend.

Nachspeisung des ASG-Behälters durch den SER mittels Schwerkraft:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistung der Schwerkraft-Nachspeisung des ASG-Tanks durch den SER-Tank zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Nachspeisung des ASG-Tanks durch das JPD-System:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistung der Zusatzfunktion des ASG-Tanks durch die JP*-Pumpen zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Manuelle Nachspeisung der Ventilatoren in den Elektroräumen (DVL):

Ziel ist es, die Stromversorgung der DVL-Ventilatoren zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Öffnung der Sprühventile der Umzäunung bei vollem Druckdifferenz:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion und die Öffnungsdauer der Sprühventile im Behälter zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Prüfung der EAS-ND-Pumpe bei der Primäreinspritzung in den offenen Behälter:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in den Primärkreislauf mit offenem Behälter zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Prüfung der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in die BR-Sammelbecken:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Dichtheitsprüfung der Absperrventile der Testleitung der EAS-ND-Pumpe:

Ziel der Prüfung ist es, die innere Dichtheit der Absperrventile der Testleitung des EAS-ND-Kreislaufs sicherzustellen. Die Prüfung ist zufriedenstellend verlaufen.

Druckentlastungs- und Filterkreislauf der Behälteratmosphäre:

Ziel ist es, den Durchfluss der Druckentlastungs- und Filteranlage der Sicherheitshülle zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

Funktionsprüfung der Drucksensoren des Sicherheitsbehälters:

Ziel ist es, während der Prüfung des Sicherheitsbehälters die ordnungsgemäße Funktion der Sensoren zu überprüfen, die den Behälterdruck vom Kontrollraum aus messen. Der Test ist zufriedenstellend.

Überprüfung des Durchflusses der Druckbeaufschlagungsanlage:

Ziel ist es, zu überprüfen, ob die Wirksamkeit der normalen Sprühfunktion des Druckhalters den Erwartungen entspricht. Der Test ist zufriedenstellend.

Manövrierbarkeitsprüfung der RIS-Ventildeckel im TPL:

Ziel des Tests ist es, die Manövrierfähigkeit der Ventilkappen der RIS-Akkumulatoren sicherzustellen, die Durchgängigkeit der Entlastungsleitungen zu gewährleisten und den Druckverlustkoeffizienten der Akkumulatoren zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Manövrierbarkeitsprüfung der RIS-Ventile:

Ziel ist es, die Manövrierfähigkeit der Absperrklappen der RIS-Akkumulatoren, die an der Entladung der RIS-Akkumulatoren beteiligt sind, sowie die Unbeeinträchtigung der Leitungen und den Entladungskoeffizienten der Akkumulatoren zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Überprüfung des Rückflussthroughflusses während des Behältertests:

Ziel ist es, den Rückfluss aus den Sammelbecken zum BR unter realen Bedingungen zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Prüfung der Wirksamkeit der passiven autokatalytischen Rekombinatoren (RAP):

Ziel ist es, den Sauberkeitszustand und die Fehlerfreiheit der Platten, aus denen die RAP bestehen, zu überprüfen und durch Stichproben (3 Platten pro Rekombinator aus jedem repräsentativen Volumen) eine Funktionsprüfung durchzuführen. Die Prüfungen sind zufriedenstellend.

6.2.2.4 Vorgeschriebene Prüfungen

❖ Definition und Ziele der vorgeschriebenen Prüfungen

Diese Prüfungen sind gemäß den verschiedenen Verwaltungsbeschlüssen durchzuführen (Prüfung der Kapazitäten des Primär- oder Sekundärkreislaufs).

❖ Durchführung der vorgeschriebenen Prüfungen

Die folgenden vorgeschriebenen Prüfungen wurden im Rahmen des 4- RP 900 durchgeführt:

Regelmäßige Neuzertifizierung – Hydraulische Prüfung des Hauptprimärkreislaufs:

Ziel ist es, die Druckfestigkeit des Hauptprimärkreislaufs zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend verlaufen.

Regelmäßige Wiederzulassung – Hydraulische Prüfung der Hauptsekundärkreisläufe:

Ziel ist es, die Druckfestigkeit der Hauptsekundärkreisläufe zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

6.2.2.5 Sondertests

Gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4- RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-B-I] hat EDF der ASN Ende 2021 ein Programm für Sonderprüfungen übermittelt, in dem die Planung dieser Prüfungen detailliert dargelegt ist.

Gemäß der Vorschrift [CONF-B-II] wird EDF bis zum 31. Dezember 2024 mindestens einen Test jeder Art durchführen.

❖ Umfang der an den Reaktoren der Baureihe CPY durchzuführenden spezifischen Prüfungen

Einzelprüfungen zur Bestätigung der Vollständigkeitsanalyse der EP:

- 48-stündiger Funktionstest eines Notstromaggregats (LHP oder LHQ). Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Leistungsprüfung an einem EAS-Wärmetauscher;
- Leistungsprüfung an einer EAS-Pumpe. Diese Prüfung ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Autonomieprüfung an SAR-Speichern;
- Leistungsprüfung an Kühlbatterien von Lüftungs- und Kühlsystemen;
- Leistungsprüfung der KRT-Beacons des BK.

Punktuelle Prüfungen zur Bestätigung der Modellannahmen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge:

- Betriebstest einer ASG-TPS ohne Belüftung ihres Raums bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung. Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Betriebstest einer TPS ASG bei niedrigem Füllstand des Vorratsbehälters. Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Schließversuch von pneumatischen Ventilen unter Durchfluss;
- Funktionsprüfung der H4-Vorrichtung parallel zum ISBP;
- Prüfung zur Konsolidierung der Validierung der Neutronenberechnungscodes und der Interpretation der Ergebnisse der physikalischen Kernversuche.

Punktuelle Versuche zur Überprüfung bestimmter Maßnahmen, die in Unfallsituationen umgesetzt werden:

- Test zur Abschaltung des Lüftungskanal A DVL [CONF-B].

6.2.3 SCHLUSSFOLGERUNG

Die Ergebnisse der Tests zur Neuzertifizierung der Änderungen des ⁴ RP 900 (Phase A) haben es, wie in den Abschnitten „Bilanz des Zustands des Blocks“ des vorliegenden Dokuments ausführlich beschrieben, ermöglicht, die ordnungsgemäße Integration der betreffenden Änderungen zu validieren. Die zufriedenstellenden Ergebnisse, die bei der Durchführung der spezifischen Zehnjahresprüfungen, der periodischen Zehnjahresprüfungen und der vorgeschriebenen Prüfungen festgestellt wurden, tragen zur Überprüfung der Übereinstimmung des Zustands der Anlage mit den erwarteten Leistungen für den Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin bei, damit dieser in den technischen Zustand übergehen kann, der der Phase A des ⁴ RP 900 entspricht.

Die ASN hat EDF aufgefordert, ergänzende Prüfungen zu definieren, um nach der Integration der mit dem Sicherheitsnachweis des ⁴ RP 900 verbundenen größeren Änderungspakete das Gesamtfunktionsverhalten der EIP im Hinblick auf die festgelegten Anforderungen und unter Berücksichtigung der wichtigsten Sicherheitsfunktionen zu überprüfen. Die Einbeziehung dieser Aufforderung in den Prozess zur Festlegung der Prüfungen hat EDF bereits dazu veranlasst, die im Abschnitt „Spezifische zehnjährige Prüfungen“ dargestellten Prüfungen durchzuführen.

Darüber hinaus hat sich EDF nach Abschluss der Untersuchung dieses Themas im Rahmen des ⁴ RP 900 verpflichtet, eine Reihe spezifischer Versuche an den Blöcken der CPY-Generation durchzuführen; einige dieser Versuche entsprechen der Vorgabe [CONF-B].

6.3 BEZUGSUNTERLAGEN ZU REGELUNGSFRAGEN

Allgemeiner Teil Palier

Gemäß den Anforderungen der Artikel 4 und 5 des geänderten Erlasses vom 10. November 1999 über die Überwachung des Betriebs des Hauptprimärkreislaufs (CPP) und der Hauptsekundärkreisläufe (CSP) von Druckwasserreaktoren (DWR) müssen die behördlichen Referenzunterlagen (DRR), die die Fortsetzung und Aktualisierung des bereits in der Planungsphase eingeleiteten Integritätsnachweises darstellen, so oft wie nötig und insbesondere bei jeder zehnjährigen Inspektion aktualisiert werden. Diese Aktualisierungen müssen unter anderem die gewonnenen Erfahrungen, die Betriebsüberwachung und die Änderungen an der Anlage berücksichtigen.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden die behördlichen Referenzunterlagen für die CPY-Stufe aktualisiert. Die Anfälligkeit der CPP/CSP-Bereiche gegenüber verschiedenen Schäden wird auf der Grundlage dieser Aktualisierung neu bewertet, was zu einer Aktualisierung der vorbeugenden Wartungsprogramme führen kann.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden bei der Aktualisierung der behördlichen Referenzunterlagen folgende Punkte berücksichtigt:

- Materialdaten, die einen Betriebszeitraum von 500.000 Stunden abdecken, also über das 5. RP hinaus,
- die Verbesserung der Kenntnisse über die thermischen Belastungen bestimmter sensibler Bereiche, was die Aktualisierung der Situationsberichte mit diesen ergänzenden Daten ermöglichte,
- die Auswirkungen der REP-Umgebung in den Ermüdungsstudien,
- die Bilanz der durch den Austausch von GV unternommenen Anstrengungen, woraufhin EDF die Liste der Anwendungsbereiche der Methode zur Relaxation sekundärer Spannungen vorgelegt hat,
- die Auswirkungen der Betriebssituationen und -fristen des EPR-Referenzrahmens.

Die Überprüfung der Verhaltensanalysedokumente (DAC) für die Hilfsleitungen des CPP und die Leitungen des CSP ergab, dass die Halterungen bestimmter Leitungen geändert werden müssen (PNPE1333). Bei den von diesen Änderungen betroffenen Leitungen handelt es sich um EIPS-Ausrüstung der mechanischen Klasse I oder II mit seismischer Anforderung. Die Systeme, die potenziell einer Verstärkung der Aufhängung unterzogen werden, sind folgende: RCP, RIS, RRA, RCV, ARE/ASG und VVP.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1333 „Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans und spätestens in Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES KERNKREISLAUFS ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

ZUSAMMENFASSUNG

7	BEITRAG DES KERNKERNES ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG	237
7.1	ZIELE DES KERNTAMS	238
7.2	FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES KERNTAMS	239
7.2.1	BEREICH VERHINDERUNG DER REAKTORFUSION.....	239
7.2.1.1	ASG-ND	239
7.2.1.2	Gewählte Lösung für die Dichtungsintegrität der GMPP	241
7.2.1.3	Traubenfall	241
7.2.1.4	Notzufuhr an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate.....	242
7.2.1.5	Ventile des Druckhalters.....	242
7.2.2	KLAPPE DES BRENNSTOFFLAGERS UND ZUSTAND „TANK OFFEN, BECKEN DES REAKTORGEBAÜDES VOLL“	243
7.2.2.1	Untersuchte Ziele und Konfigurationen	243
7.2.2.2	Wassernachfüllung der Becken.....	243
7.2.2.3	Überwachung des Schwimmbadwasserstands	244
7.2.2.4	Vermeidung von Entleerungen	244
7.2.2.5	Verhinderung von Beschädigungen am Brennstofflagerbecken durch herabfallende Last	245
7.2.2.6	Rückkehr zur Langzeitkühlung	247
7.2.3	Maßnahmen zur Eindämmung eines Unfalls mit Kernschmelze	247
7.2.3.1	Ziel und Funktionsprinzipien	247
7.2.3.2	Verwandte Bestimmungen	248
7.3	UNTERSTÜTZENDE FUNKTIONEN	249
7.3.1	NOTDIESEL (DUS)	249
7.3.2	STROMVERTEILUNG KERN	250
7.3.3	BELÜFTUNG DER STOMRÄUME	250
7.3.4	STEUERUNG UND REGELUNG – KERN	251
7.3.5	WASSERVERSORGUNG KERNANLAGE.....	252
7.4	NUKLEARE SCHNELLEEINSATZTRUPPE (FARN)	253
7.5	LOKALES KRISENZENTRUM	255
7.6	DIMENSIONIERUNG DES HARTKERNES GEGENÜBER ANGRIFFEN UND IHREN FOLGEN	256
7.6.1	ERDBEBEN IM KERN.....	256

7.6.2	EXTERNE ÜBERSCHWEMMUNG KERN	259
7.6.3	TORNADO HARD CORE	262
7.6.4	AUSWIRKUNGEN AUF DAS GELÄNDE DURCH NATURPHÄNOMENE, DIE ÜBER DER AUSLEGUNG	263
7.7	SCHLUSSFOLGERUNG	264

7 BEITRAG DES KERNSTAMMS ZU DEN ZIELEN DER NEUBEWERTUNG

Nach dem Unfall von Fukushima am 11. März 2011 hat EDF in seinen ergänzenden Sicherheitsbewertungsberichten („RECS“) als Antwort auf die Entscheidung der ASN vom 5. Mai 2011 die hohe Robustheit seiner Anlagen unter Berücksichtigung folgender Punkte aufgezeigt:

- einer robusten ursprünglichen Auslegung mit Auslegungsspielräumen,
- eines regelmäßigen Überprüfungsprozesses, der alle 10 Jahre die Einbeziehung neuer Erkenntnisse und Erfahrungswerte ermöglicht, wobei die Erfahrungswerte aus bedeutenden Ereignissen ohne auf die Überprüfungen zu warten.

In den RECS hieß es außerdem: „Da die Leistungsbeschreibung für die ECS jedoch vorschreibt, die Plausibilität [von Extremsituationen] außer Acht zu lassen, wird die Untersuchung der folgenden wichtigsten zusätzlichen Schutzmaßnahmen [...] vorgeschlagen, um diesen Situationen zu begegnen:

- *Einrichtung einer neuen Möglichkeit zur Wiederauffüllung der Wasserreserven zur Versorgung der Dampferzeuger, des Primärkreislaufs oder des Brennstofflagers [...];*
- *Verstärkung der Robustheit der Turbopumpen zur Versorgung der Dampferzeuger und ihrer Steuerung gegenüber Erdbeben und Überschwemmungen;*
- *Einrichtung eines zusätzlichen Notstromdiesels (DUS) pro Block, der gegen Überschwemmungen und Erdbeben robust ist und die Versorgung einer Einspritzpumpe für die Dampferzeuger, den Primärkreislauf oder im Lagerbecken zu versorgen.*
- *Einrichtung einer nationalen Nuklear-Schnelleinsatztruppe (FARN), die in der Lage ist, kompetente Teams für Betrieb, Wartung und Logistik an den betroffenen Standort zu entsenden [...];*
- *Was die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze betrifft, Untersuchung zur Erhöhung der Erdbebensicherheit der Filteranlagen für Ableitungen bei der Druckentlastung des Sicherheitsbehälters“*

Auf der Grundlage der RECS und nach einer Analyse hat die ASN INB-Entscheidungen veröffentlicht, die EDF die Einrichtung eines „harten Kerns aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen [...]“ vorschreiben. Für diesen Kernbereich richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden Sicherheitskontrollsystemen diversifizierte Sicherheitskontrollsysteme ein, um Gemeinsamer-Modus-Risiken zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls den Rückgriff auf nicht diversifizierte oder bestehende Sicherheitskontrollsysteme.“

Um diesen Vorgaben gerecht zu werden, führt EDF ein industrielles Programm zur Einrichtung zusätzlicher Maßnahmen an seinen Anlagen in zwei aufeinanderfolgenden und sich ergänzenden Phasen durch:

- eine kurzfristige „reaktive“ Phase, die 2015 abgeschlossen wurde,
- eine mittelfristige Phase zur Einführung „dauerhafter Maßnahmen“ bis zum Zeithorizont „10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima“.

Ein zweiter Satz von ASN-Vorgaben wurde im Januar 2014 veröffentlicht und legt fest, dass „zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen in Hard-Core-Situationen der Hard-Core die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Bypass-Situationen der dritten Barriere ermöglicht. Der Noyau Dur zielt darauf ab, die Integrität dieser Barriere zu wahren, ohne die Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters zu öffnen“.

Diese Vorschriften, die der Integrität der dritten Barriere Vorrang einräumen, um massive radioaktive Freisetzungen zu begrenzen, stehen im Einklang mit dem Ziel der ⁴. Periodischen Überprüfung 900, das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen in die Umwelt äußerst unwahrscheinlich zu machen.

In diesem Zusammenhang tragen die von EDF im Rahmen des Industrieprogramms „Grand Carénage“ parallel zur vierten periodischen Überprüfung umgesetzten sogenannten „Noyau Dur“-Maßnahmen zur Erreichung der Ziele der Überprüfung bei.

7.1 ZIELE DES „NOYAU DUR“

Die technischen Vorschriften der ASN aus dem Jahr 2014 legen die Sicherheitsziele des „Noyau Dur“ fest. Die im „Noyau Dur“ festgelegten Bestimmungen zielen darauf ab:

- einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern oder dessen Ausbreitung zu begrenzen,
- massive radioaktive Freisetzen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu begrenzen,
- dem Betreiber zu ermöglichen, die ihm obliegenden Aufgaben im Krisenmanagement zu erfüllen.

Die „Noyau Dur“-Situationen sowie die Situationen, die sich aus deren Kumulierung ergeben, sind ebenfalls in den ASN-Vorschriften von 2014 definiert:

- **der vollständige Ausfall der Stromversorgungen**, die nicht zum „Noyau Dur“ gehören. Das heißt, der Ausfall der externen Stromquellen des Standorts in Verbindung mit dem Ausfall der beiden Blockdiesel (Situation bezeichnet als „H3“);
- **der vollständige Ausfall der Kühlquelle**, die nicht zum Kernbereich gehört (als „H1“-Situation bezeichnet);
- die für den Kernbereich berücksichtigten externen Naturgefahren: Überschwemmung (einschließlich Starkregen) und mit der Überschwemmung in Zusammenhang stehende Naturereignisse (Extremwinde, Blitzschlag, Hagel), Erdbeben und Tornados;
- Situationen, die sich aus dem Zustand der Anlage, des Standorts und seiner Umgebung nach einer oder mehreren für den Kernbereich festgelegten externen Naturgefahren ergeben.

„Hard-Core“-Szenarien betreffen alle Blöcke eines Standorts.

Als Antwort auf die technischen Vorschriften der ASN schlägt EDF ein „Noyau Dur“-Konzept vor, das aus einer Reihe von ortsfesten Einrichtungen besteht, die gegen „Noyau Dur“-Situationen und die damit verbundenen Belastungen gewappnet sind, ergänzt durch mobile Einrichtungen sowie eine Organisation und Teams für deren Einsatz. Dies ermöglicht:

- eine Kernschmelze zu verhindern, indem die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes sichergestellt werden, wenn der Primärkreislauf unter Druck gesetzt werden kann,
- Betriebsstrategien umzusetzen, die der Kühlung über den Sekundärkreislauf Vorrang einräumen und dabei die Integrität des Hauptprimärkreislaufs erhalten,
- die Isolierung des Sicherheitsbehälters sicherzustellen und Situationen zu verhindern, in denen diese Barriere umgangen wird. Der „Noyau Dur“ ermöglicht die Begrenzung des Drucks im Inneren des Sicherheitsbehälters, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters,
- sicherzustellen, dass die Brennelemente nicht entleert werden, auch nicht während der Handhabung im Lagerbecken und in den Handhabungsräumen für Brennelemente,

Die zur Begrenzung radioaktiver Freisetzen gewählten Maßnahmen des „Noyau Dur“ berücksichtigen die Fälle einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters an einem Reaktor des Standorts.

Diese „Noyau Dur“-Maßnahmen werden in den Abschnitten 7.2 „*Funktionale Architektur des Noyau Dur*“ und 7.3 „*Unterstützende Funktionen*“ vorgestellt.

Der Einsatz des „Noyau Dur“ geht zudem mit Vorkehrungen einher, die es dem Betreiber ermöglichen sollen, die ihm im Krisenmanagement obliegenden Aufgaben zu erfüllen, um das mit dem „Noyau Dur“ verbundene Sicherheitsziel zu erreichen; dazu gehören insbesondere ein lokales Krisenzentrum (CCL) pro Standort sowie Vorrichtungen zur Anbindung („Plugs“) der mobilen Mittel der Nuklearen Schnellreaktionskraft (FARN), die für den Kernbestand erforderlich sind. Diese Vorkehrungen werden in den Abschnitten 7.4 „*Nukleare Schnelleingreiftruppe*“ und 7.5 „*Lokales Krisenzentrum*“ vorgestellt.

Eine funktionale Komplementarität ist zwischen den konstruktiven Maßnahmen (materielle Vorkehrungen des „Noyau Dur“) und den Resilienzmaßnahmen (mobile Mittel, die am Standort verfügbar sind oder von der FARN transportiert werden) gewährleistet. Diese Komplementarität ermöglicht eine gute Anpassungsfähigkeit an unvorhergesehene Situationen unter Berücksichtigung der langsamen Dynamik der in solchen Situationen zu befürchtenden Phänomene, insbesondere des Druckanstiegs im Sicherheitsbehälter und der Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken.

Schließlich muss der Harter Kern robust gegenüber den für ihn festgelegten natürlichen äußeren Einwirkungen und deren Folgeeffekten sein. Dieser Grundsatz wird bei neuen Sicherheitssystemen bereits in der Auslegung berücksichtigt oder bei bestehenden Sicherheitssystemen des Harten Kerns überprüft (die bei Bedarf verstärkt werden können). Die Analyse der Auslegung des „Noyau Dur“ hinsichtlich der für den „Noyau Dur“ festgelegten Einwirkungen und deren Folgeeffekte sowie die damit verbundenen Schutzmaßnahmen werden in Abschnitt 7.6 dargestellt.

Die Umsetzung der „Noyau Dur“-Bestimmungen wird zudem durch die ASN-Vorschriften [ND-A], [ND-B] und [ND-C] im Rahmen der Prüfung der generischen Phase des ⁴ RP 900 geregelt. Die Vorschriften [ND-A] und [ND-B] beziehen sich jeweils auf die ASG-ND (siehe § 7.2.1.1) und auf die Einspritzpumpe an den Dichtungen der GMPP des Kernbereichs (siehe § 7.2.1.4). Die Umsetzung der übrigen Bestimmungen des Noyau Dur wird durch die Vorschrift [ND-C] geregelt, die den Termin für die Umsetzung dieser Bestimmungen spätestens auf die Phase „Ergänzungen“ festlegt.

7.2 FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES HARTKERN

7.2.1 Bereich Verhinderung der Reaktorkernschmelze

7.2.1.1 ASG-ND

Generischer Teil „Stufe“

Die Anordnung ASG-ND (PNPE1258) gewährleistet die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes über die Sekundärkreisläufe, wenn der Primärkreislauf unter Druck steht oder unter Druck gesetzt werden kann. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift ASN [ND-A].

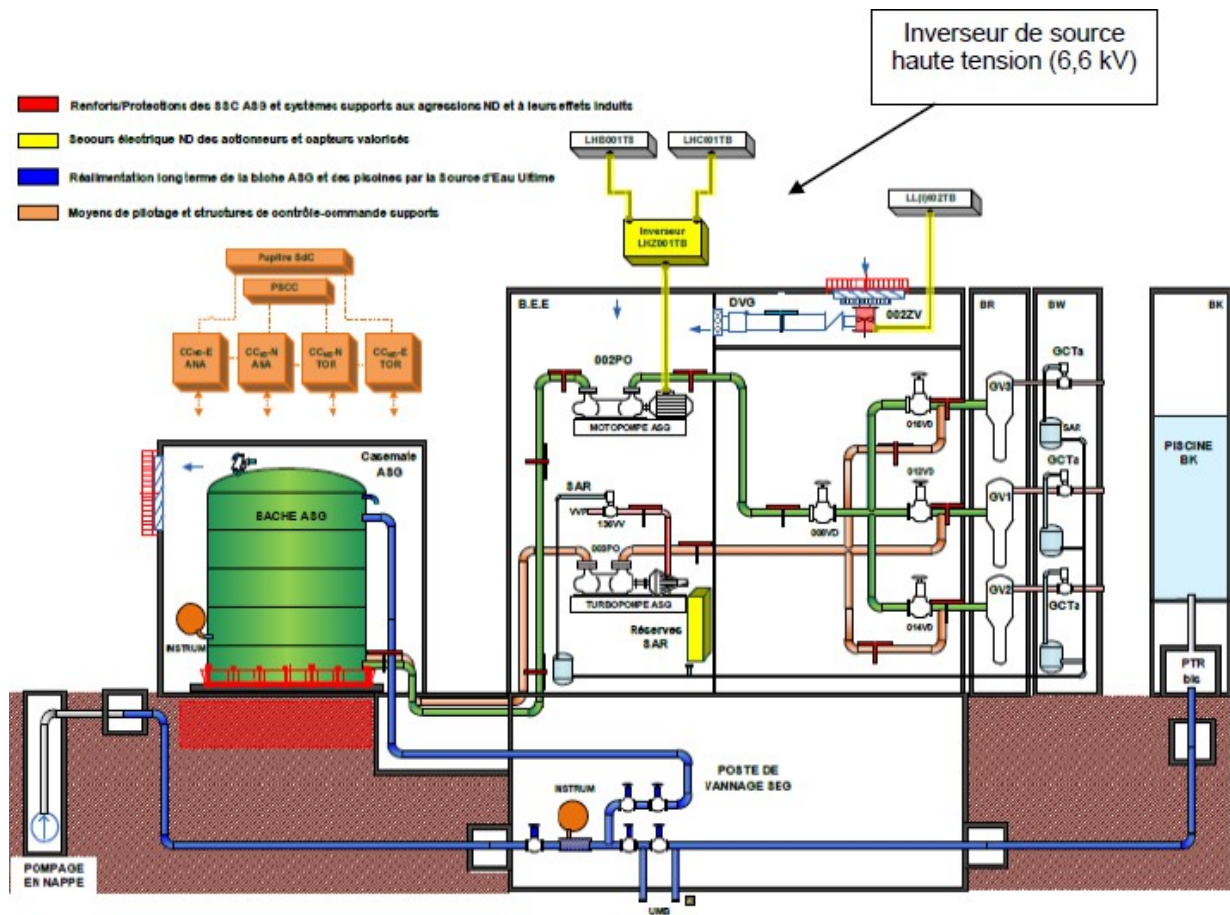
Die wichtigsten Annahmen bezüglich der Systeme lauten wie folgt:

- Der primäre Hauptkreislauf und der sekundäre Hauptkreislauf sind nach dem Störfall intakt,
- alle Brennelemente fallen während der automatischen Reaktorabschaltung (AAR) oder aufgrund eines Ausfalls der externen Stromversorgung (MDTE) herunter,
- die Abschaltung der Primärpumpen erfolgt sofort aufgrund der Automatismen oder des MDTE,
- nur die Funktionen Kessel und Stützen des Kerns werden hinsichtlich ihrer positiven Auswirkungen berücksichtigt.

Die von EDF gewählte Lösung nutzt als Einspeisemittel für die Dampferzeuger die ASG-Motorpumpe von Kanal B, die aus dem ASG-Ausgleichsbehälter ansaugt.

Für die Wasserversorgung der Dampferzeuger nutzt die Lösung den ASG-Behälter als Speicher.

Im Reaktorblock (BW) wird eine Wasserverteilungsstation eingerichtet, um das ASG-Becken sowie die BR- und Brennstoffbecken dauerhaft über die Wasserquelle für die Kernnachspeisung (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2).



Prinzipskizze der ASG-ND-Anordnung

Der Aspekt der „Luftunabhängigkeit“ für die Steuerung der pneumatischen Bauteile im Hard-Core-Betrieb wird ebenfalls durch die Änderung ASG-ND (PNPE1258) behandelt.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Stillstands Zustands auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 1.2.1.3 behandelt.

Die Änderung PNPE1258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und einer festen Nachfüllleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

7.2.1.2 Gewählte Lösung für die Dichtungsintegrität der GMPP

Die Betriebsstrategie „Noyau Dur“ sieht die systematische Druckentlastung und Kühlung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durch den Sekundärkreislauf vor, insbesondere mit dem Ziel, die thermohydraulische Belastung der Wellendichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) zu begrenzen.

Die Wellendichtungen der GMPP, die in den in Betrieb befindlichen Reaktoren des Kraftwerksparks installiert sind, sind nun alle mit Dichtung Nr. 1 mit Siliziumnitrid-Dichtungsringen und sogenannten „Hochtemperatur“-O-Ringen ausgestattet.

Um die Leistungsfähigkeit der Wellendichtungen der GMPP in „Hard-Core“-Situationen nachzuweisen, stützt sich EDF auf ein Programm von sieben Versuchen, die von 2014 bis 2020 am Framatome-Testkreislauf in Karlstein durchgeführt wurden. Diese Versuche ermöglichten es, den Einfluss verschiedener Parameter (Druck-/Temperaturprofil stromaufwärts, Konfiguration der Leckagelinie von Dichtung Nr. 1, Verschleiß- und Alterungszustand der Dichtungen...) auf das Verhalten der Dichtungen zu testen.

Diese Testreihe hat die inhärente Robustheit der GMPP-Wellendichtungen trotz fehlender Dichtungsbeaufschlagung und Kühlung der thermischen Barriere aufgezeigt. Die in allen durchgeführten Versuchen beobachteten Leckagewerte der Dichtungen sind mit dem „Noyau Dur“-Betrieb vereinbar.

Auf der Grundlage dieser Erkenntnisse wurde die Integrität der Dichtungen in der Betriebsstrategie „Noyau Dur“ bewertet.

7.2.1.3 Fall der Brennelementebündel

Allgemeiner Teil Lager

EDF führt eine Änderung durch, die im Falle eines Erdbebens eine automatische Reaktorabschaltung (AAR) gewährleistet (Vorgang PNPP1419). Diese AAR wird durch vier Sensoren in einer 2/4-Logik aktiviert, die an der Außenverkleidung des Reaktorgebäudes installiert sind. Diese Anordnung wird verstärkt, um ihre Robustheit gegenüber einem Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ zu gewährleisten und bestimmte Informationen im Rahmen des Falls PNPE1115 an den Kontrollraum weiterzuleiten.

EDF hat den Fall der Brennelemente bei einem Erdbeben der Stufe SND nachgewiesen, basierend auf Berechnungen des mechanischen Verhaltens der verschiedenen Komponenten, aus denen der Fallkanal besteht (Brennelement-Steuermechanismen und deren seismische Haltevorrichtungen, Adapter des Reaktorbehälters, Elemente der Reaktoreinbauten, die die Führung der Brennelemente gewährleisten, Brennelementkassetten), und kam dabei insbesondere zu dem Schluss, dass keine Verformung (Knickung) der Brennelementgitter vorliegt.

Ergänzend hat EDF den Fall der Brennelemente bei leicht verformten Gittern begründet, wobei es sich insbesondere auf in Japan erzielte experimentelle Ergebnisse im Maßstab 1:1 stützte. Konservativ betrachtet berücksichtigt das „Noyau Dur“-Verfahren zur Verhinderung einer Kernschmelze einen unvollständigen Fall der Steuerstäbe, wobei auf ein Hochdruck-Bor-Einspritzsystem zurückgegriffen wird (§ 7.2.1.4).

Schließlich hat EDF gezeigt, dass selbst bei einem unvollständigen Herabfallen bestimmter Stäbe die Unterkritikalität des Reaktors gewährleistet ist.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Palier-Zustand keine Besonderheiten auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP1419 „Einführung eines automatischen Reaktorabschaltbefehls bei Erdbeben“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1115 „Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber einem Kernschmelzunfall“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

7.2.1.4 Notversorgung der Dichtungen der Primärpumpenaggregate

Allgemeiner Teil Lager

EDF implementiert ein Notfallsystem für die Einspritzung an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate (PNPE1427), um boriertes Wasser einspritzen zu können, wenn der Primärkreislauf in Hard-Core-Situationen unter hohem Druck steht. Diese zusätzliche Verteidigungslinie ermöglicht es, die Sicherheitsmargen gegenüber dem Risiko eines kritischen Rückflusses im ungünstigsten Fall eines unvollständigen Absinkens der Brennelemente zu erhöhen. Diese Maßnahme ist Teil des „Noyau Dur“. Sie entspricht der Vorschrift [ND-B].

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1427 „Einbau einer Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Noyau Dur“ (PIJ-ND)“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

7.2.1.5 Ventile des Druckhalters

Allgemeiner Teil Lager

Die Modifikation der Druckhalterventile (PNPP1595) ermöglicht eine Erhöhung ihrer Entlastungskapazität bei niedrigem Druck und eine Verbesserung ihrer allgemeinen Funktionsweise (Robustheit, Stabilität im Dampf- und Einphasenbetrieb, Druckausgleich im Behälter usw.).

Diese Änderung trägt vor allem dazu bei, das Risiko einer Kernschmelze unter Druck im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu begrenzen. Im Rahmen des „Noyau Dur“-Betriebs zur Verhinderung eines Unfalls mit Kernschmelze verbessert sie die vollständige Öffnung einer Druckminderer-Entlastungsleitung (LDP) bei niedrigem Primärdruck, was die abschließende Borierung des Primärkreislaufs durch die EAS-ND-Pumpe begünstigt.

Die Modifikation des SEBIM-Tandems des Druckhalters ist eine bauliche Änderung, die darin besteht:

- auf mechanischer Ebene den Kopf jedes Schutz- und Absperrventils zu ersetzen (Körper, Düse und Schutzring der Ventile bleiben erhalten),
- Im elektrischen Bereich: Austausch der Positionssensoren am Ventilkopf und der Elektronikarten im SEBIM-Positionssensor-Rack in den Schalträumen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1595 „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.2.2 Ladenklappe des Brennstofflagers und Zustand „offener Tank, Reaktorgebäudebecken voll“

7.2.2.1 Ziele und untersuchte Konfigurationen

Der „Noyau Dur“ verhindert das Entleeren der Brennelemente im Lagerbecken, auch während der Handhabung in den Lagerbecken und Handhabungsräumen, im Falle eines Ausfalls der Kühlmittel (PTR, RRA, Kaltquelle RRI/SEC) infolge einer „Noyau Dur“-Störung.

Die Ausgangszustände des Reaktorblocks, die als Grundlage für die Festlegung der „Noyau Dur“-Maßnahmen dienen, unterscheiden zwischen isolierten BR/BK-Becken oder solchen, die über das Transferrohr miteinander verbunden sind:

- den Zustand „Reaktor vollständig entladen“ (RCD), in dem sich der Brennstoff im Brennstofflagerbecken befindet und das Übertragungsrohr geschlossen ist. Dieser Zustand gilt sowohl für den RCD-Zustand (Auslegungsfall, wobei die gesamte Restleistung im BK liegt) als auch für die Zustände RP, AN/GV, AN/RRA, API, bei denen die Handhabung der Brennelemente im BK unabhängig von der der Brennelemente im BR erfolgt,
- den Zustand „Kaltabschaltung zur Brennelementwechsel“ (APR, Reaktorbehälter offen und Lagerbecken im Reaktorgebäude voll), bei dem das Transferrohr geöffnet ist und das Lagerbecken im Reaktorgebäude mit dem Brennelementlagerbecken verbindet (ohne Absperrschieber).

7.2.2.2 Wassernachfüllung in die Becken

Generischer Teil „Lagerung“

Die Vorrichtung besteht aus:

- einer Wasserzufuhr für den Kern zum Brennelement-Lagerbecken (PNPP1714 und PNPE1258), die der Vorschrift [PISC-A-III] entspricht, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des ⁴. RP 900, sowie dessen Dampfablass,
- einer Wasserzufuhr zum Kernbecken im Reaktorgebäude (PNPP1714 und PNPE1258) und dessen Dampfablass (PNRL1803). Die Wasserzufuhr zum Kernbecken im Reaktorgebäude erfolgt im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ (APR) durch Schwerkraft aus dem Brennelementlagerbecken über das offen gelassene Transferrohr. Die Absperrvorrichtungen zwischen dem Beckenraum des Reaktorgebäudes und dem Brennelementlagerbecken werden entfernt oder geöffnet. Die Türen der Schleuse 0 m (Ablasse für den im Reaktorgebäude-Becken erzeugten Dampf) dürfen sich unter dem Einfluss des Dampfstroms nicht schließen können; zu diesem Zweck gewährleistet die Änderung PNRL1803, dass die BR-Schleuse im „Noyau Dur“-Zustand offen bleibt.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 1.2.1.3 behandelt.

Die Änderungen:

- PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“,
- PNRL1803 „Einbau eines Noyau-Dur-Nachspeisungssystems für Wasser im Becken des Reaktorgebäudes und dessen Dampfauslass“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

7.2.2.3 Überwachung des Wasserstands im Schwimmbecken

Allgemeiner Teil: Lager

Der Füllstand der Becken wird durch Füllstandsmessgeräte im Brennelementlagerbecken und im Reaktorgebäude-Becken überwacht, die die Steuerung der Nachspeisung (Inbetriebnahme, Abschaltung, Regelung) ermöglichen: Schaltpegel-Messungen der Becken im Reaktorgebäude (PNPE1128) und im Brennelementlager (PNPP1907) sowie die analoge Pegelmessung des Brennelementlagers (PNPP1824).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Stillstands Zustands auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 außerhalb des Bandes N „PTR bis“ wurde am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vorgenommen. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPP1824 „Analoge Füllstandsmessung des Brennelement-Lagerbeckens“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPP1907 Band N „PTR-bis-Rückführung und Nachspeisung des Kerns von oben im Brennelementlagerbecken“ wird im Rahmen eines speziellen Programms im Jahr 2025 durchgeführt.

7.2.2.4 Vermeidung von Entleerungen

Allgemeiner Teil Lager

Für den Kern werden zwei große Kategorien von Maßnahmen geprüft und umgesetzt:

- Maßnahmen zur Verhinderung eines Bruchs am Transferrohr. Das Transferrohr wurde für das SND-Erdbeben auf der CPY-Stufe ausgelegt.
- Maßnahmen zur Verhinderung von Entleerungen über an die Becken angeschlossene Kreisläufe:
 - automatische Abschaltung der PTR-Absaugung des Brennelement-Lagerbeckens bei einem Signal für sehr niedrigen Füllstand des Brennelement-Lagerbeckens (PNPP1402),
 - automatische Absperrung der Filterleitungen des Schwimmbeckens im Reaktorgebäude (PNPP1780),
 - Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelement-Lagerbeckens, um eine mögliche Entleerung zu unterbrechen, die durch einen Schieberbruch an dieser Leitung ausgelöst wird (PNPP1289),
 - Hinzufügung organisatorischer Maßnahmen in Form von behördlichen Sperrverfügungen, um die Absperrung bestimmter Entleerungsleitungen der BR- und Brennelementbecken während der Brennelementhandhabung zu gewährleisten.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Hinblick auf den Stillstand keine Besonderheiten auf.

Bilanz des Zustands des Blocks Die

Änderungen:

- PNPP1402 „Automatisches Schließen des PTR-Saugventils im Brennelementlagerbecken bei sehr niedrigem Füllstand“,
- PNPP1289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementlagers“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Ablassventile des Reaktorgebäudebeckens“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.2.2.5 Verhinderung von Beschädigungen des Brennelement-Lagerbeckens durch herabfallende Lasten

Allgemeiner Teil Lagerung

Die Bestimmungen des „Noyau Dur“ stützen sich auf die Robustheit der Becken und der sie tragenden Strukturen sowie des Transferrohrs und der angeschlossenen Kreisläufe bis hin zur ersten Absperrvorrichtung.

Ziel ist es daher, das Risiko eines Lecks oder einer Beschädigung der Beckenkonstruktion im Falle eines herabfallenden Lastgegenstands, der das Becken beschädigen könnte, auszuschließen, sei es durch *das „Herausfallen“* eines Brennelementbündels während der Handhabung oder durch den Sturz der Transportverpackung für abgebrannte Brennelemente.

❖ Herabfallen der Brennelementkassette während der Handhabung

Die für den Kern getroffenen Vorkehrungen dienen dazu, ein Herabfallen der Brennelementkassette während der Handhabung zu verhindern. Es handelt sich um Maßnahmen zur Sicherung der Brennelementkassette während der Handhabung auf dem Kommandodeck und dem Hilfsdeck des BK (PNPP1913) sowie am Abseilgerät auf der Seite des Brennelementlagbeckens (PNPP1620) für die Kernkraftwerke TRICASTIN und CRUAS.

Ergänzend zu diesen Vorkehrungen und außerhalb des Kernbereichs führt EDF ein ausfallsicheres Verfahren zur sicheren Positionierung der Brennstoffbündel während der Handhabung im Brennstofflagerbecken im Falle eines Stromausfalls ein (PNPP1549 Manuelle Notsteuerungen).

❖ Sturz einer Transportverpackung

Die Widerstandsfähigkeit der Lagerbecken bei einem durch ein Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ verursachten Sturz einer Transportverpackung wurde nachgewiesen:

- Nach einem Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ bleibt das Verhalten des Lagerbeckens für Brennelemente im linearen elastischen Bereich des Stahlbetons,
- Da sich die Materialien im linearen Elastizitätsbereich befinden, ist die Unversehrtheit des Brennelement-Lagerbeckens im Falle eines durch ein Erdbeben der Stufe

Eine Vorrichtung zur Lastsicherung der abgebrannten Brennelementbehälter während des Transports an der Schwerlastbrücke DMK wird eingesetzt (PNPP1913), um das Risiko eines Herabstürzens der Behälter zu verhindern.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1549 „Sichere Positionierung eines Brennelementbündels“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPP1620 „Ersatz der erdbebensicheren SND-Abseilvorrichtungen“,
- PNPP1913 „Verstärkung der BK-Brücken“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4- RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt.

7.2.2.6 Rückkehr zur Langzeitkühlung

Allgemeiner Teil Lagerung

Das „Hard Core“-Verfahren bei Kühlverlustsituationen im Brennelementlagerbecken besteht darin, die Restleistung der im Brennelementlagerbecken befindlichen Brennelemente, einschließlich derjenigen, die gerade gehandhabt werden, durch Verdampfung abzuleiten, indem sie mittels der „Hard Core“-Nachspeisung unter Wasser gehalten werden.

Die Rückkehr zur Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens wird anschließend für „Hard-Core“-Situationen durch die Inbetriebnahme der Vorrichtung „PTR bis“ spätestens 15 Tage nach Beginn der „Hard-Core“-Situation gewährleistet. Die Änderung „PTR bis“ (PNPP1907) ist in [Abschnitt 3](#) beschrieben. Die Bestimmung

„PTR bis“ entspricht der Vorschrift [PISC-A-III], die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassen wurde.

Im APR-Zustand führt die Inbetriebnahme des Rücklaufs zur Kühlung über die Vorrichtung „PTR bis“ zu einem Durchfluss vom Brennelementlagerbecken zum Reaktorgebäude-Becken durch das Übertragungsrohr, der weitaus höher ist als derjenige, der durch die Wassernachspeisung aus dem Kern-Nachspeisungssystem entsteht (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2). In diesem Fall ist eine Bor-Nachspeisung erforderlich, um ein potenzielles Risiko eines kritischen Rückflusses aus dem Reaktorkern durch heterogene Verdünnung zu verhindern. Zu diesem Zweck wird von der FARN vor dem Start des PTR bis eine Borierungsvorrichtung (Mobile Borierungsanlage) eingesetzt. Diese Anlage ermöglicht es, Bor in einer Konzentration einzuleiten, die über der kritischen Borkonzentration des Kerns im Reaktorbehälter liegt, und so die Borkonzentration im Brennelement-Lagerbecken anzuheben, wodurch das Risiko einer heterogenen Verdünnung vor der Inbetriebnahme des PTR bis beseitigt wird.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 außerhalb von Band N „PTR bis“ wurde am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1907 Band N „PTR-bis-Rückführung und Nachfüllung des harten Kerns über den oberen Teil des Brennelement-Lagerbeckens“ wird im Rahmen eines spezifischen Programms im Jahr 2025 durchgeführt.

7.2.3 MINDERUNG DER FOLGEN EINES UNFALLS MIT KERNSCHMELZE

7.2.3.1 Ziel und Funktionsprinzipien

Der „Noyau Dur“ gewährleistet die Isolierung des Sicherheitsbehälters und verhindert das Umgehen dieser Barriere. Der „Noyau Dur“ sorgt für die Begrenzung des Drucks im Inneren des Sicherheitsbehälters, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss.

Die für den harten Kern gewählten Maßnahmen zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen und dauerhafter Auswirkungen auf die Umwelt berücksichtigen Fälle einer vollständigen Kernschmelze und eines Reaktorbehälterbruchs an einem der Reaktoren des Standorts.

Die Aufrechterhaltung der Sicherheitshülle und die Begrenzung der Freisetzungen im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze werden insbesondere gewährleistet durch:

- die Isolierung des Sicherheitsbehälters,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter und die Begrenzung seines Drucks durch ein „Noyau Dur“-Kühlsystem (EAS-ND),
- der Beherrschung des Wasserstoffrisikos durch passive autokatalytische Rekombinatoren (RAP),
- die Kühlung des Coriums im Falle eines Reaktorbehälterdurchbruchs, um einen Durchbruch der Fundamentplatte zu verhindern, mit Wiederflutung des Reaktorbehälterschachts und des angrenzenden RIC-Raums nach dem trockenen Ausbreiten des Coriums.

Die entsprechenden funktionalen Bestimmungen werden im folgenden Abschnitt dargelegt. Ergänzend dazu tragen bestimmte Änderungen zur Erhöhung der Robustheit des „harten Kerns“, die in den Abschnitten 7.3 „Unterstützende Funktionen“ und 7.6 „Dimensionierung des Kerns hinsichtlich Störfällen und deren induzierten Auswirkungen“ genannten Änderungen zur Robustheit des Kerns tragen zur Minderung von Unfällen mit Kernschmelze bei.

7.2.3.2 Zugehörige Bestimmungen

Allgemeiner Teil Lager

Die für die Minderung des Unfalls mit Kernschmelze bewerteten Bestimmungen für den Harten Kern lauten wie folgt:

- EAS-ND (PNPP1811);
- Abfallmanagement bei Unfällen mit Kernschmelze (PNPP1541);
- Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser (PNPP1976);
- Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecke am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes (PNPE1460);
- Isolierung des Sicherheitsbehälters (eine für den Kernbereich durch eine Durchführung verstärkte Komponente);
- Passive autokatalytische Rekombinatoren (Änderung bereits umgesetzt);
- Elektrische Notstromversorgung einer Lüftungs- und Luftfilterkette des Kontrollraums durch das DUS über die Stromverteilung des Kernbereichs;
- Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile (PNXX1721);
- Austausch der SEBIM-Ventilköpfe (PNPP1595);
- Elektrische Notstromversorgung der Steuerung der Druckhalterventile durch das DUS;
- Verstärkung der Sichtfenster des SAS BR (PNPP1631);
- Erkennung möglicher interner Leckagen am Wärmetauscher EAS-ND zur Überwachung der Kontaminationsfreiheit der Kaltquelle (Messung durchgeführt mit einem von der FARN eingesetzten mobilen Gerät);
- Einrichtung einer Überwachung auf Coriumausbreitung im RIC-Raum (Kerninstrumentierung) und Notstromversorgung durch den DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Thermoelement zur Erkennung der Coriumausbreitung im RIC-Raum (PNPE1387);
- EAS ND – Mobile Kühlquelle – B a u arbeiten an bestimmten Standorten (PNPP1972 und PNRL1844);
- Einrichtung einer Sumpfstandsmessung im Reaktorgebäude (PNPE1386);
- Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecke des Reaktorgebäudes (PNPE1410). Diese Maßnahmen sind in [Teil I –](#)

[Kapitel 2 – Abschnitt 4](#): Unfälle mit Kernschmelze beschrieben.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die oben genannten Änderungen werden in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze behandelt.

7.3 UNTERSTÜTZUNGSFUNKTIONEN

7.3.1 Notstromdiesel (DUS)

Allgemeiner Teil Palier

Der Notstromdiesel gehört zu den neuen SSC des Kernbereichs. Seine Aufgabe ist es, die Funktionen, die dies erfordern, mit Strom zu versorgen. Der DUS ist in einem neuen Betongebäude (HDU) untergebracht. Die Anlage ist so ausgelegt, dass sie dem Erdbeben des Kernbereichs (SND) standhält und vor den Gefahren des Kernbereichs (Tornado, Überschwemmung, Blitzschlag) geschützt ist. Seine Nennleistung beträgt 3050 kWe netto, und EDF installiert in jedem seiner in Betrieb befindlichen Kraftwerke einen pro Reaktor.

Die DUS-Anlage umfasst die gesamte Ausrüstung zur Stromerzeugung und -verteilung des Gebäudes, in dem sie untergebracht ist:

- Dieselgenerator mit Hilfsaggregaten,
- Hoch- und Niederspannungs-Stromverteilung, Notstromquellen und Notstrombatterien für die Steuerung des Stromaggregats und seiner Hilfsaggregate,
- Anlagensteuerung und Kommunikation mit dem Block.

Eine elektrische Verbindung zu einer gemeinsamen Block-Schalttafel ermöglicht dessen permanente Klimatisierung. Das DUS startet automatisch bei Ausfall seiner permanenten Stromversorgung, um durch Eigenversorgung seine eigene Klimatisierung sicherzustellen und so seine Verfügbarkeit aufrechtzuerhalten. Es verfügt zudem über ein Belüftungs- und Klimatisierungssystem für die Gebäuderaum.

Es sind zudem Anschlussvorrichtungen vorgesehen, um den Anschluss mobiler Einrichtungen zu ermöglichen:

- eine spezielle, vor Witterungseinflüssen geschützte Entladeleitung für die Brennstoffnachfüllung,
- einen elektrischen Anschlusskasten für die Verteilung einer 6,6-kV-Stromversorgung,
- eine Vorrichtung zum Anschluss an den Startluftkreislauf des Stromaggregats, um dieses bei Bedarf durch einen mobilen Kompressor unterstützen zu können.

Die Heizölaufonomie des DUS beträgt bei Volllast 3 Tage. Er ist für einen wartungsfreien Betrieb *von mindestens* 15 Tagen ausgelegt.

Diese Maßnahme gewährleistet an jedem Reaktor eines Standorts, dass im Falle eines Ausfalls aller externen und internen Stromquellen die Stromversorgung aller Geräte des „Noyau Dur“ im Falle einer „Noyau Dur“-Situation sichergestellt ist.

Die Einführung dieses DUS steht im Zusammenhang mit der Änderung PNPP1666.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Stillstandszustands auf. [Bilanz des](#)

[Zustands des Blocks](#)

Die Änderung PNPP1666 „Notstromdiesel“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.3.2 Stromverteilung Kern

Allgemeiner Teil Palier

Die von EDF gewählte Auslegung der elektrischen Verteilung des Kernbereichs für die Ausrüstung des Kernbereichs (PNPE1068) ermöglicht es, sowohl:

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz,
- den betrieblichen Anforderungen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Stromverteilung zu beeinträchtigen.

Die mit dem DUS verbundene elektrische Architektur stellt eine der unterstützenden Funktionen für die SSC des Kernbereichs dar und erfüllt in dieser Eigenschaft die Sicherheitsziele des Kernbereichs. In diesem Zusammenhang besteht die von der elektrischen Architektur gewährleistete Sicherheitsfunktion in der Umwandlung und Verteilung der vom DUS oder durch die von der Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN) eingesetzten Nachversorgungsmittel gelieferten Energie über eine robuste elektrische Architektur an alle SSC des Kernbereichs, einschließlich insbesondere der Steuerung und Regelung des Kernbereichs (CC ND).

Die Stromverteilung des Kernbereichs versorgt alle Aktoren des Kernbereichs:

- die neuen Geräte (z. B. die EAS-ND-Pumpe des Kernbereichs),
- die bestehenden Anlagen, die zum Kern gehören.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

[Besonderheiten des Blocks](#)

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier“-Zustands auf.

[Standbericht zum Block](#)

Die Änderung PNPE1068 „Einrichtung einer elektrischen Verteilung im Kernbereich“ wurde im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.3.3 Aufteilung der Elektroräume

Allgemeiner Teil: Lagerbereich

Die Belüftung der Elektroräume ist erforderlich, um eine für den Betrieb der in den bestehenden Räumen befindlichen elektrischen Anlagen des „Noyau Dur“ akzeptable Temperatur zu gewährleisten. Die Sicherheitsstellung „Umluftbetrieb“ der Frischluftzufuhrventile wird genutzt, ebenso wie eine Bedienermaßnahme vor Ort, um diese bei hohen Außentemperaturen auf Frischluftbetrieb umzustellen.

Da die bestehenden Batterien als Teil des Kernbereichs genutzt werden, ist eine Belüftung der Batterieräume (DVE-System auf der CPY-Etage) erforderlich, um eine Ansammlung von Wasserstoff nach ihrer Wiederbefüllung durch das DUS zu verhindern. Die Absaugung über Kanal B ist ausreichend, um diese Funktion zu gewährleisten sowie die Aufrechterhaltung der geöffneten Position

der Brandschutzklappen am Auslass von Kanal B.

Im Rahmen der Studien „Grands Chauds“ und der thermischen Studien zum „Noyau Dur“ werden Änderungen vorgenommen, um die Effizienz der Klimatisierung der Elektroräume zu verbessern. Um die Abführung der von den elektrischen Anlagen (insbesondere den Niederspannungstransformatoren) abgegebenen Wärme zu verbessern, werden über den Transformatorenkabinen (PNPE1070) an das DVL-Netz angeschlossene Abzugshauben installiert.

Darüber hinaus werden spezielle Maßnahmen zur Wärmeabfuhr geprüft, um bei Bedarf mittel- und langfristig zufriedenstellende Temperaturbedingungen in bestimmten Räumen des Elektroraums, darunter der Überlebensinsel, in „Noyau Dur“-Situationen mit langanhaltendem Ausfall der normalen Kühlung (Ausfall der Kältequelle) zu gewährleisten (PNPE1459).

Die DVE-Belüftung der Batterieräume wird bei einem SND-Erdbeben verstärkt (PNPE1118).

Die Überlebensinsel ermöglicht die Lagerung und Aufladung von Krisenmanagementausrüstung, die in einer „Noyau Dur“-Situation nützlich sein kann. Um die Möglichkeit der elektrischen Aufladung bestimmter Krisenausrüstung zu gewährleisten, werden in der Überlebensinsel spezielle 220-V-Steckdosen installiert, die durch das DUS (PNPE1412) mit Notstrom versorgt werden.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Änderungen:

- PNPE1118 „Erdbebensicherung der Belüftung der Batterieräume (DVE)“,
- PNPE1070 „Verbesserung der Konditionierung der DVL-MT-BT-Räume“,

wurden im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektroraums, darunter der Überlebensinsel, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1412 „Einbau von 220-V-Steckdosen im Notfallbereich, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

7.3.4 Leitsystem Kernkraftwerk

Generischer Teil Lager

Das von EDF gewählte Konzept der Steuerung und Regelung für den Betrieb der Anlagen des Kernbereichs (PNPP1688 und PNPE1073) erfüllt sowohl:

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz,
- den betrieblichen Anforderungen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Steuerung und Steuerung in Frage zu stellen.

Die für die Leittechnik der Anlagen des Kernbereichs geltenden Bestimmungen erfüllen die Anforderungen an die Robustheit gegenüber Situationen im Kernbereich und deren Auswirkungen, sofern diese relevant sind.

Die für die Einrichtungen des Kernbereichs erforderliche Leittechnik besteht aus zwei Teilsystemen:

- einem Teil, der auf der bestehenden Steuerung basiert,
- einem Teil, der aus einer neuen Steuerung besteht, die den Anforderungen des „Noyau Dur“ entspricht und mit der neu installierten Hardware verbunden ist.

Bei einem Ausfall der Stromversorgung der Schaltanlagen (Quellschaltanlagen des Blocks) erfolgt die Stromversorgung der Leittechnik des Kernblocks (CC ND) über Spannungen aus den Schaltanlagen der ND-Elektroarchitektur, die mit dem DUS verbunden ist.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bestandsaufnahme zum Zustand des

Reaktorblocks Änderungen:

- PNPE1073 „Einführung einer Hard-Core-Leittechnik für die bestehenden Anlagen“,
- PNPP1688 Band A „Einführung einer Hard-Core-Leittechnik für neue Anlagen“,

wurden im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1688 Band B „Einführung einer Hard-Core-Leittechnik für neue Anlagen“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des ⁴. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

7.3.5 Wasserquelle Noyau Dur

Allgemeiner Teil Lager

Die Noyau-Dur-Wasserquelle ermöglicht die Wasserversorgung des ASG-Behälters der Noyau-Dur-Sekundärkühlung sowie die Nachspeisung der Becken. Diese Noyau-Dur-Wasserquelle ist robust gegenüber den auf den Noyau Dur einwirkenden aggressiven Einflüssen ausgelegt (siehe § 7.6).

Die Architektur der Wasserquelle für den Kernbereich (PNPP1714 und PNPE1258) fügt sich in die Gesamtarchitektur der Nachspeisung für den Kernbereich ein, die Folgendes umfasst:

- eine Wasserquelle aus einer Grundwasserentnahme oder einem Speicher, die je nach Standort bei Bedarf mit einer P u m p anlage ausgestattet ist,
- eine in den K e r n k r a f t w e r k s b l o c k integrierte Abschnittsschaltanlage, in der die Schieber zusammengefasst sind, die zur Versorgung der verschiedenen Verbraucher betätigt werden müssen,
- eine Versorgung sowie eine Filteranlage (falls erforderlich),
- eine durch das DUS abgesicherte Stromversorgung des Pumpensystems (ggf. je nach Standort).
- robuste unterirdische Leitungsnetze für die Wasser- und Stromversorgung der Pumpenanlagen (falls erforderlich).

Die Wasserquelle der Noyau-Dur-Reserveanlage muss die Versorgung des ASG-Tanks sowie des Brennstofflagerbeckens mit Rohwasser gemäß den folgenden Anforderungen gewährleisten:

- vorgesehene Einsatzdauer: 15 Tage ohne wartungsbedingte Unterbrechung,
- Autonomie vor Ort: 3 Tage ohne Rückgriff auf die FARN,
- Wasserqualität: Rohwasser (ggf. gefiltert), das mit den Betriebsparametern der MPS ASG kompatibel ist und während 15 Betriebstagen aufbereitet wurde.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Stillstandsstatus auf.

Zusammenfassung des Status des Blocks

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 1.2.1.3 behandelt.

Die Änderung PNPE1258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und der festen Nachfüllleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

7.4 DIE NUKLEARE SCHNELLEINSATZTRUPPE (FARN)

Die Nukleare Soforteinsatzgruppe (FARN) ist dafür zuständig, Material und Personal bereitzustellen, um die Teams eines Kernkraftwerks bei der Bewältigung einer Krise mit der Gefahr einer Freisetzung in die Umwelt zu unterstützen.

Über die Mobilisierung der FARN entscheidet der Nationale Krisenleiter (PCD-N) im Rahmen der Auslösung eines internen Notfallplans (PUI). Die FARN wird unter dem Dach der Nationalen Krisenorganisation der EDF eingesetzt. Der Einsatzleiter vor Ort (FARN-D) leitet den Einsatz der FARN in Abstimmung mit dem lokalen Krisenstab (Entscheidungsleitstelle) und unter der Aufsicht des Kraftwerksleiters, der die Verantwortung als Kernkraftwerksbetreiber trägt.

Diese nationale Verstärkung der EDF erfolgt in Form von vier FARN-Konvois, die von den Kraftwerken Bugey, Civaux, Dampierre und Paluel aus starten. Dieser Einsatz wird durch ein Aufklärungsteam ergänzt, das vom FARN-Stab mit Sitz im Großraum Paris entsandt wird. Spezifische Mittel können zudem von einem nationalen Lager in der Oise herangeschafft werden.

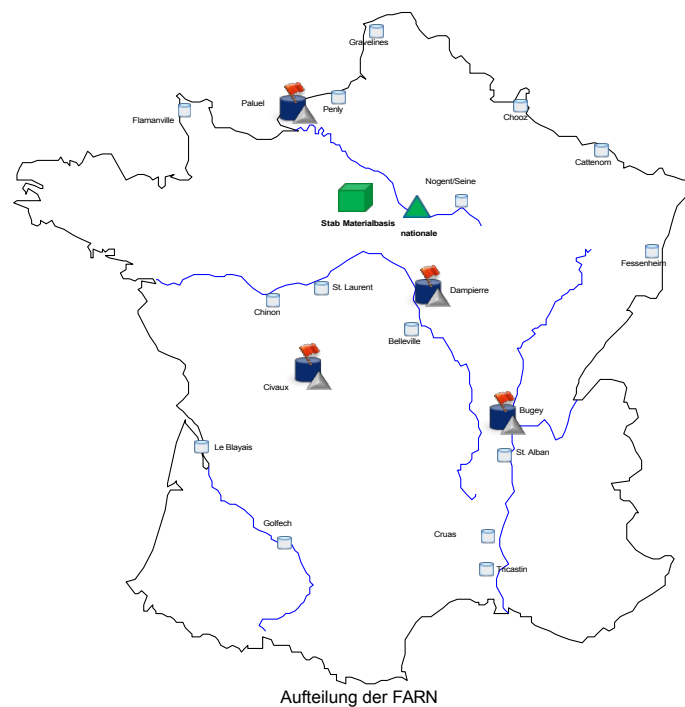
Nach ihrer Alarmierung sind die FARN-Teams innerhalb von weniger als 12 Stunden vor Ort, und die Verstärkungskräfte werden spätestens 24 Stunden nach ihrer Alarmierung eingesetzt.

Die FARN ist so dimensioniert, dass sie gleichzeitig Unterstützungsaufgaben für sechs Reaktoren übernehmen kann. Ein Teil der FARN-Teams ist zudem in der Lage, das Schichtteam zu unterstützen und es in einer stabilisierten Situation abzulösen, bis die „Palier“-Solidarität (Verstärkung durch Betriebspersonal eines anderen Kraftwerks derselben Stufe) eintrifft. Die FARN kann zudem Umweltüberwachungssender mit Satellitenübertragung einsetzen.

Die Unterstützungsaufgaben für den Kernbetrieb umfassen:

- die Versorgung mit Kraftstoff und Öl für die Notstromdiesel (DUS) und den Stromgenerator des lokalen Krisenzentrums (CCL) ab dem dritten Tag,
- die Wasserversorgung der Wasserreserve des Kernteams (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2):
 - ab 3 Tagen, wenn diese aus einem neuen Speicher besteht oder im Falle einer vollständigen oder teilweisen Ersetzung der Kernversorgung (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2),
 - frühestens 3 Tage nach Beginn des Übergangs, wenn die Wasserquelle für die „Noyau Dur“-Ergänzung aus einem Grundwasserbrunnen besteht,
- die Druckluftzufuhr für den SAR-Kreislauf vor 36 Stunden,
- die Bereitstellung und Inbetriebnahme der Kern-Kaltquelle (SF-ND) zur Kühlung der EAS-ND- oder PTR-bis-Anlagen,
- die Beförderung der lokalen Teams zum Kraftwerk in einer Isolationssituation,
- die Unterstützung der Teams vor Ort bei der Einrichtung und Überwachung der lokalen Krisenmaßnahmen (MLC).

Die FARN-Ressourcen sind auf vier regionale Stützpunkte (Bugey, Civaux, Dampierre, Paluel), ein nationales Materiallager (in St. Leu d'Esserent im Departement Oise) und einen Stab im Großraum Paris verteilt.



Ein regionaler FARN-Dienst umfasst etwa 70 Teammitglieder, darunter 14 Bereitschaftsteammitglieder pro Woche. Jeder regionale Dienst verfügt über die gleiche Ausrüstung.

Die FARN ist so dimensioniert, dass sie in den ersten 72 Stunden völlig autonom agieren kann.

In ihrem Einsatzplan sieht die FARN eine Zusammenführung der Ressourcen an einem Rückzugsort (der bereits in den ersten Stunden der Krise festgelegt wird) vor, der sich in einem Umkreis von 20 bis 30 km um das Kraftwerk befindet.

Die Zuverlässigkeit der operativen Reaktion der FARN stützt sich auf vier Säulen:

- robuste und benutzerfreundliche Einsatzgeräte,
- Kompetenzen, die für Einsätze unter schwierigen Bedingungen geeignet sind,
- robuste Methoden, die eine Anpassung an die jeweiligen Situationen ermöglichen,
- regelmäßige Schulungen zur Beherrschung der Methoden und Werkzeuge.

Die Einsatzmethoden der FARN legen den Schwerpunkt auf die Anpassungsfähigkeit der Teams an verschiedene Einsatzszenarien: Zerstörung der Infrastruktur und Isolierung des Standorts, teilweise oder vollständige Nichtverfügbarkeit lokaler Teams, radiologische und chemische Risiken.

Um diesen Anforderungen gerecht zu werden, werden bei der Auswahl der mobilen Ausrüstung robuste und langlebige Geräte bevorzugt, wobei die gesamte damit verbundene Logistik (Transport, Versorgung) berücksichtigt wird. Die Ausrüstung muss so standardisiert wie möglich, leicht austauschbar und einfach einzusetzen sein. Sie muss für den Transport auf der Straße, in der Luft und per Binnenschiff geeignet sein. Auch die Interoperabilität mit anderen Akteuren im Krisenfall wird angestrebt (Feuerwehr, Zivilschutz, Militär).

Die Mehrheit der FARN-Teammitglieder übt in ihrem Stammkraftwerk noch einen weiteren Beruf aus (Betrieb, Wartung, Logistik, Strahlenschutz...). Nach einer sechswöchigen Grundausbildung widmen sie ihrer FARN-Tätigkeit zwanzig Wochen pro Jahr. Diese Tätigkeit umfasst die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft der Ausrüstung, regelmäßiges Training und mehrere umfassende Situationsübungen pro Jahr.

Die so definierte und aufgebaute FARN-Organisation ist bei EDF seit Ende 2015 voll einsatzfähig.

7.5 LOKALES KRISENZENTRUM

Allgemeiner Teil: Ebene

Das Ziel des Lokalen Krisenzentrums (LKC) besteht darin, dem Betreiber des Kernkraftwerks die langfristige Bewältigung einer schweren Krise (insbesondere eines Krisenmanagements über mehrere Reaktoren hinweg) zu ermöglichen. Es gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Zugänglichkeit, Autonomie und Wohnbarkeit und ist so ausgelegt, dass es den für den Kernbereich festgelegten äußeren Belastungen standhält.

Das CCL schützt seine Nutzer vor radioaktiver Strahlung von außen und innen (Kontamination). Zu diesem Zweck verfügt das CCL über einen konstruktiven passiven Schutz, der auf der Grundlage der maximalen Strahlungswerte außerhalb des Standorts ausgelegt ist, sowie über eine Filteranlage, die den Gehalt an Kontaminations- und Strahlungsquellen im Falle einer Freisetzung infolge eines Totalschmelzunfalls in einem Reaktorblock des Standorts reduziert. Das CCL verfügt über einen Dekontaminationsbereich. Die Modalitäten für die Behandlung von Abwässern und Abfällen (kontaminiert oder nicht) ermöglichen eine Anpassung an die äußere Situation, insbesondere um die dosimetrischen Bedingungen im Inneren nicht zu verschlechtern, falls die äußere Umgebung besonders kontaminiert sein sollte.

Das CCL ist zudem so ausgelegt, dass es seine Bewohner vor chemischen Gefahren schützt.

Das CCL verfügt über eine Überwachung aller für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen aus allen Blöcken des Standorts. Die Weiterleitung der Informationen aus den Blöcken erfolgt automatisch. Organisatorische Vorkehrungen ermöglichen die Weiterleitung der für das Krisenmanagement relevanten Daten, falls die Informationsübermittlung nicht mehr gewährleistet sein sollte (insbesondere durch diversifizierte drahtgebundene oder satellitengestützte Telekommunikationsmittel oder sogar durch autonome Telekommunikationsmittel wie Satellitentelefone).

Das CCL verfügt über eine autonome Stromversorgung, die durch einen Notstromaggregat (GES) und Batterien gewährleistet wird. Ohne jeglichen lokalen Eingriff beträgt die Autonomie des Aggregats bei Vollast (Kraftstoff, Schmiermittel) 72 Stunden. Darüber hinaus erfolgt die Nachfüllung bei Bedarf durch die FARN.

Konstruktionsbedingt ist die Einsatzdauer des NGS, ohne dass Wartungsarbeiten erforderlich sind, die eine Abschaltung des Aggregats erfordern, auf 15 Tage festgelegt. Das CCL verfügt über einen Anschluss („Plug“), über den die FARN die für die Stromversorgung des CCL erforderliche Ausrüstung von außen anschließen kann.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Das Risiko durch das Vorhandensein einer Fluorwasserstoffwolke aufgrund der industriellen Umgebung wird wie folgt berücksichtigt:

- Kein Betreten oder Verlassen des CCL durch das Personal, solange die Wolke besteht (gemäß dem Notfallplan für toxische Stoffe);
- Umschaltung in den „*Confinement*“-Modus (statische Abschottung des Gebäudes ohne Luftaustausch) für die Dauer des Vorfalls (in der Größenordnung von einer Stunde), wobei die Aktivierung dieses „*Confinement*“-Modus durch einen Befehl erfolgt, der vom Alarmempfänger (entweder vom Hauptzugang oder von der zentralen Schutzzentrale) ausgelöst wird.

Bilanz des Zustands des Reaktorblocks

Die Bauarbeiten am CCL Tricastin sind Gegenstand der Änderungen PNPP1765 und PNPP1683. Diese Änderungen werden im Rahmen eines spezifischen Zeitplans spätestens in Phase B der Änderungen des ⁴. RP 900 für Block 1 des Kernkraftwerks Tricastin auf Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin angewendet.

7.6 AUSLEGUNG DES HARTE KERNES GEGENÜBER EINWIRKUNGEN UND IHREN FOLGEN

Der Kern muss für extreme Einwirkungen ausgelegt sein (d. h. deren Schweregrad den im Sicherheitsreferenzsystem der Anlagen berücksichtigten deutlich übersteigt), die als Einwirkungen auf den Kern bezeichnet werden. In den folgenden Abschnitten sind die bei der Auslegung berücksichtigten Einwirkungen sowie deren Merkmale und die entsprechenden Schutzmaßnahmen aufgeführt.

Die berücksichtigten extremen natürlichen äußeren Einwirkungen sind Erdbeben, Überschwemmungen und Tornados.

7.6.1 Erdbeben – „Noyau Dur“

Allgemeiner Teil Stufe

❖ Das Ereignis

Das für den Kern zu berücksichtigende extreme Erdbebenniveau ist durch die technischen Vorschriften ECS-ND7 der Entscheidungen Nr. 2014-DC-0395, 0398, 0401, 0402, 0406, 0411 und 0412 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. Januar 2014, die jeweils für die Standorte Blayais, Chinon, Cruas, Dampierre, Gravelines, St. Laurent und Tricastin gelten:

„Die Erdbebengefährdung, die bei den SSC des Kernbereichs zu berücksichtigen ist und durch ein Antwortspektrum definiert wird, muss:

- die Hüllkurve des um 50 % erhöhten Sicherheits-Erdbebens (SMS) des Standorts⁵ bilden,
- die Hüllkurve der probabilistisch definierten Standortspektren mit einer Wiederkehrperiode von 20 000 Jahren bilden,
- bei seiner Definition die besonderen Standortbedingungen und insbesondere die Bodenbeschaffenheit berücksichtigen.“ Die so definierten Spektren werden als „SND“ (Séisme Noyau Dur) bezeichnet. Diese seismischen Spektren sollen im Vergleich zum Sicherheitsaufschlag (SMS) signifikante Sicherheitsmargen bieten.

❖ Überprüfungsmethode und durchgeführte Verstärkungsmaßnahmen

Wenn das SND über dem Bemessungsbeben liegt, werden die bestehenden SSC anhand von Leitfäden zur Erdbebensicherheit entsprechend den Materialgruppen auf ihre Robustheit gegenüber dem Hard-Core-Erdbeben (SND) des betreffenden Standorts überprüft und bei Bedarf verstärkt.

Die Ermittlung der SSC, die Verstärkungen erfordern, um die Robustheit gegenüber dem von EDF in Anwendung der Vorschrift [ECS-ND7] definierten Erdbebenrisiko zu gewährleisten, entspricht der technischen Vorschrift [AGR-F-I], die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4· RP 900 herausgegeben wurde.

Falls Verstärkungen der bestehenden SSC erforderlich sind, werden die Änderungen im Rahmen der Vorschrift [AGR-F-II] integriert. Diese Änderungen sind im Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“ aufgeführt.

EDF hat als Reaktion auf die Vorschrift [AGR-F-III] ergänzende Studien durchgeführt und eine Liste der zu verstärkenden Sicherheitskomponenten erstellt, um höheren seismischen Gefahrenstufen als denen des SND gerecht zu werden und damit den Unsicherheiten bei der Bestimmung der Extremgefahr sowie möglichen standortspezifischen Auswirkungen Rechnung zu tragen. Diese Verstärkungen werden im Rahmen der 4· periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe durchgeführt

Für die neuen SSC des Kernblocks, die Gegenstand spezieller Verfahren sind, wird ein gegenüber dem „SND“-Spektrum erhöhtes Spektrum zugrunde gelegt.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Das Erdbebenniveau „SND“ von Tricastin wurde gemäß der technischen Vorschrift ECS-ND7 der Entscheidung Nr. 2014-DC-00412 festgelegt. Das bewertete SND-Spektrum liegt über den Spektren für die Auslegung und die Erdbebenüberprüfung. Daher werden Robustheitsstudien erstellt, um die Erdbebensicherheit der SSC des Kernbereichs für das SND-Erdbeben nachzuweisen.

Nach Abschluss der seismischen Robustheitsstudien auf SND-Ebene führt EDF folgende Verstärkungsmaßnahmen am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin durch:

- SND- und Tornado-Robustheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs (PNPE1358),
- SND-Robustheit der Rohrleitungen (PNPE1332),
- SND-Robustheit der elektrischen Ausrüstung und der Leittechnik (PNPE1357),
- SND-Beständigkeit der Instrumentierung (TCDI0020),
- Robustheit der Kabelkanäle gegenüber einem SND (PNPE1285),
- Verstärkung des Hauptprimärkreises und des Hauptsekundärkreises am SND (PNPE1333),

⁵ Das SMS wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.5 beschrieben.

- Robustheit im SND mehrerer Messketten, die für den Betrieb im „Noyau Dur“-Zustand erforderlich sind, mit Weiterleitung in den Kontrollraum, wie z. B. die Messungen der Beckenfüllstände (PNPE1128, PNPP1824, PNPP1907), Messungen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung (PNPE1298), eine spezifische Messung des BR-Sumpfwasserstands (PNPE1386), Messungen, die einen Ausfall der Sicherheitskühlquelle anzeigen (PNPE1305), sowie Messungen zur Erkennung eines signifikanten Erdbebens und zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei einem signifikanten Erdbeben (PNPE1115),
- RRB-Tracing und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung (PNPE1336),
- Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den digitalen Eingängen des KIT (PNPP1925),
- Verstärkung des Kiesdamms von Tricastin (PNPE1276).

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP1907 außerhalb des Bandes N „PTR bis“ wurde am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1276 „Verstärkung des Kiesdeichs von Tricastin im Rahmen des SND“ wurde 2022 umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1115 „Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber einem Kernerdbeben“,
- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Maßnahmen für den Wasserstand im Reaktorgebäude-Becken“,
- PNPE1285 „Erdbebensicherheit des Kernbereichs von Kabelkanälen“,
- PNPE1298 „Robustheit des Kerns von Informationen, die die Effizienz der Hochdruckborierung widerspiegeln“,
- PNPE1305 „Einführung einer robusten Erkennung von H1-Situationen bei Erdbeben im Kernbereich“,
- PNPE1332 „Erdbebensicherheit von Rohrleitungen im Kernbereich“,
- PNPE1357 „Erdbebensicherheit von elektrischen Anlagen und Steuerungs- und Kontrollsystemen“,
- PNPE1358 „Erdbebensicherheit des Reaktorkerns bei Lüftungssystemen und Tornadosicherheit der Lüftungskanäle“,
- PNPP1824 „Einbau einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstofflagerbecken“,
- PNPE1336 „RRB-Begleitheizung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung“,
- PNPP1925 „Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen Polaritätseinheit und digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)“,
- TCDI0020 „SND-Robustheit der Instrumentierung“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPP1907 Band N „PTR-Rückführung bis und Nachfüllung des harten Kerns über den oberen Teil des Brennelement-Lagerbeckens“ wird im Rahmen eines spezifischen Programms im Jahr 2025 durchgeführt.

Die Änderung PNPE1333 „Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des

und DRR-Halterungen“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans und spätestens in Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPE1386 „Einbau einer Sumpfpegel-Messvorrichtung im Reaktorgebäude“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

7.6.2 Externe Überflutung – Harter Kern

Generischer Teil der Ebene

❖ Das Ereignis

Es werden zwei Arten von externen Überschwemmungen berücksichtigt:

- externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle,
- Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf der Plattform infolge starker Regenfälle oder infolge des Versagens von Wasserbauwerken auf der Plattform (als Folge des Erdbebens).

Externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle

Bei externen Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg der Kaltwasserquelle werden für die Dimensionierung der Schutzvorrichtungen der SSC des Kernbereichs folgende Situationen berücksichtigt:

- Hochwasser, dessen Abfluss 30 % über dem des erhöhten Jahrtausendhochwassers liegt,
- für Standorte an der Küste: der extreme Meeresspiegel, der sich aus einer pauschalen Erhöhung des gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13 ermittelten Referenzpegels ergibt, unter Berücksichtigung der Auswirkungen eines , die auf den so erhaltenen statischen Pegel übertragen wird,
- Auswirkungen eines Erdbebens der Stufe SND auf die an den Standort angrenzenden Kanaldämme (Sonderfall des Kernkraftwerks Tricastin),
- für die betroffenen Flusstandorte: Mehrfachbrüche von Staudämmen stromaufwärts des Standorts infolge eines Erdbebens.

Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform

Bei Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform werden für die Dimensionierung der Schutzvorrichtungen der SSC des Kernbereichs folgende Situationen berücksichtigt:

- Starkregenereignisse (PFI), deren Intensität doppelt so hoch ist wie die im Referenzsystem berücksichtigten PFI mit einer Wiederkehrperiode von 100 Jahren,
- Starkregenereignisse in Verbindung mit einer vollständigen Verstopfung der Gullys des R e g e n wasserableitungsnetzes,
- durch ein Erdbeben verursachte Überschwemmung, die über die Vorgaben des Referenzrahmens hinausgeht und zum Einsturz von Wasserbauwerken auf der Plattform führt.

❖ Naturereignisse im Zusammenhang mit

Überschwemmungen – Extremwinde

Die Winde, die mit externen Hochwassersituationen des „Noyau Dur“ durch einen Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle (ohne Flusshochwasser) oder durch direktes Überlaufen auf die Plattform einhergehen, gelten im stationären Zustand als laminar. Sie sind regionaler Natur und dauern einige Stunden an, wobei die Windgeschwindigkeiten in der Spitze einen Wert von 200 km/h erreichen können.

In der Praxis kann sich die Überprüfung der strukturellen Sicherheitsanforderungen (SSC) des Kernbereichs hinsichtlich extremer Windlasten aufgrund der Entkopplung auf die für das Tornadorisiko durchgeführte Überprüfung stützen.

Blitzschlag

Für alle Standorte werden die Funktionen des Kernbereichs unter Berücksichtigung eines extremen Blitzrisikos mit folgenden Merkmalen überprüft:

Diese Werte beinhalten erhebliche Sicherheitsmargen im Vergleich zu den aktuellen Normen.

Der gewählte maximale Strom von 300 kA beinhaltet eine erhebliche Sicherheitsmarge von 50 % gegenüber dem höchsten Wert, für den die Normen NF EN 62305-3 und 62305-4 die Schutzmaßnahmen dimensionieren (200 kA).

Hagel

Für alle Standorte werden die Funktionen des Kernbereichs unter Berücksichtigung eines Hagelrisikos mit folgenden Merkmalen überprüft und gegebenenfalls Änderungen vorgenommen:

- Durchmesser: 50 mm,
- Geschwindigkeit: 32 m/s,
- Dichte: in der Größenordnung von 0,9 g/cm³.

❖ Eingesetzte Schutzmaßnahmen

Gebäude, in denen sich SSC des Kernbereichs befinden, sind geschützt:

- vor Überschwemmung durch Auslaufen auf die Plattform durch den unteren Nahschutz,
- vor Überschwemmung durch Anstieg der Kühlwasserquelle:
 - entweder durch einen strengen Personenschutz, der die Gebäude schützt,
 - entweder durch Hochwasserschutzanlagen (z. B. Deiche), die die Standorte schützen.

Niedriger Nahschutz

Der niedrige Nahschutz (PNPP1675) besteht darin, die Öffnungen im Überbau des Kernkraftwerksblocks und der Pumpstationen, die unterhalb der festgelegten Entkopplungsebenen liegen, durch Abdichtung der Durchführungen und Anbringung von Schwellen und Spundwänden an den Türen zu schützen.

Da Ereignisse, die zu einem Überlaufen auf die Plattform führen, nicht vorhersehbar sind, sind Schutzvorrichtungen, die ein massives Eindringen von Wasser durch Überlaufen von der Plattform in die Gebäude mit SCC Noyau Dur, die Diesellräume und die Pumpstation verhindern sollen, um das Risiko eines Ausfalls der Kühlquelle und der Stromquellen („H1/H3“) zu vermeiden, daher ständig vorhanden.

Nahschutz

Der hohe Nahschutz stützt sich infrastrukturell auf den volumetrischen Schutz (PV) außerhalb der Pumpstation und der Dieselgebäude. Er besteht darin, einerseits den Randbereich des Kernkraftwerksblocks auf dem Umfang des volumetrischen Schutzes außerhalb der Diesellräume in der Überbauung abzudichten und andererseits die neuen Schnittstellen in der Infrastruktur zwischen dem Randbereich des Kernkraftwerksblocks auf dem Umfang des volumetrischen Schutzes außerhalb der Diesellräume und den anderen Gebäuden und Stollen des volumetrischen Schutzes durch den Einbau von Dammbalken und wasserdichten Türen abzudichten.

Die Phänomene, die zu einem Anstieg der Kaltwasserquelle führen, sind vorhersehbar. Die Schutzvorrichtungen, die ein massives Eindringen von Wasser in das auf den Bereich des „harten Kerns“ des Reaktorinsels begrenzte Volumen des Sicherheitsbehälters verhindern sollen, sind in unmittelbarer Nähe der Installationsbereiche verfügbar und so konzipiert, dass sie schnell und ohne schwere Hebezeuge eingesetzt werden können.

Die Einrichtung dieses Schutzes wird im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig ist.

Peripherieschutz

Die Analyse des peripheren Schutzes und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Deiche an Standorten am Flussufer

Um Überschwemmungen der Kühlwasserquelle durch ein Erdbeben, das die Auslegungswerte überschreitet, abzudecken, wurden für Standorte *an Flussufern* zusätzliche Studien durchgeführt:

- um die Erdbebensicherheit der Deiche an Standorten an Kanalufern zu bestimmen, deren Höhe über dem Niveau der Plattform liegt (wie im Fall des Standorts Tricastin),
- um die Auswirkungen mehrerer Dammbüche zu analysieren (sei es in ein und demselben Tal oder in parallelen Tälern stromaufwärts des Standorts).

Die Ergebnisse der Studien und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Block-spezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

- Peripherieschutz:

Für das Kernkraftwerk Tricastin erfüllen der Perimeterschutz auf der Seite des rechten Ufers des Kanals und des Donzère-Kanals sowie die Verstärkung der Schutzmaßnahmen an der Pumpstation (Hinzufügung einer kleinen Mauer: PNPE1117) das Ziel, die Gebäude, in denen sich die SSC Noyau Dur befinden, vor dem Überlaufen der Kaltwasserquelle zu schützen.

- Niedriger Nahschutz:

Für das Kernkraftwerk Tricastin wird der untere Nahschutz durch eine Erdbebenverstärkung ergänzt, die über die Dimensionierung des CRF-Isolationssystems hinausgeht, um im Hard-Core-Szenario (PNPP1943) ein Überlaufen des Kanals auf die Plattform und ein Überschreiten der unteren Nahschutzvorrichtungen zu verhindern.

- Oberer Nahschutz:

Die peripheren Schutzvorrichtungen und die unteren Nahschutzvorrichtungen reichen aus, um den Schutz der Gebäude zu gewährleisten, in denen sich die SSC des „Noyau Dur“ befinden. Die Einrichtung von oberen Nahschutzvorrichtungen ist im Kernkraftwerk Tricastin nicht erforderlich.

- Deiche an Flusstandorten:

Für das Kernkraftwerk Tricastin wurde die Standfestigkeit des gesamten Damms des Donzère-Mondragon-Kanals für das SND nachgewiesen, mit Ausnahme des Abschnitts unmittelbar oberhalb des Kernkraftwerks (rechtes Ufer), für den die Standfestigkeit auf dem Niveau des historisch wahrscheinlichen Erdbebens (SMHV) nachgewiesen wurde. Dieser etwa 500 Meter lange Abschnitt (sogenannter Kiesdamm) wurde provisorisch verstärkt und es wurden Ausgleichsmaßnahmen ergriffen, um seine Widerstandsfähigkeit gegenüber dem SMS-Erdbeben des Referenzsystems sicherzustellen. Der Kiesdamm wurde im Hinblick auf das Erdbeben „Noyau Dur“ (PNPE1276) verstärkt.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPP1675 „Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“,
- PNPP1943 „Isolierung des CRF bei Erdbeben jenseits der Referenzwerte“,
- PNPE1117 „Schutz vor Überläufen und Bypass an der Pumpstation“,
- PNRL1869 „Zusatzarbeiten zu PNPP1943“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1276 „Verstärkung des Kiesdeichs von Tricastin am SND“ wurde Ende 2022 abgeschlossen.

7.6.3 Tornado Noyau Dur

Allgemeiner Teil Reaktorblock



Das Risiko

Die Bewertung des Gefahrenpotenzials stützt sich auf einen Ansatz, der auf den Erfahrungen mit in Frankreich beobachteten Tornados basiert. Dieser Ansatz führt zu folgender Festlegung:

- einen Tornado der Intensität EF3 auf der Enhanced Fujita-Skala (EF) an den Standorten Blayais, Chinon, Saint-Laurent, Dampierre, Tricastin und Cruas;
- einen Tornado der Stärke EF4 für Standorte in Gebieten, in denen Erfahrungswerte vorliegen, die einen Tornado der Stärke EF5 oder mehrere Tornados der Stärke EF4 belegen
im Umkreis von 50 km. Der einzige betroffene Standort des 900-MWe-Kraftwerks ist Gravelines.



Umgesetzte Schutzmaßnahmen

Die Änderungen sind spezifisch für jede der zu schützenden Anlagen oder zu verstärkenden Strukturen (PTR-Planen, bestimmte für die Versorgung der ASG-Plane erforderliche Ausrüstung, bestimmte Öffnungen im Tiefbau usw.).

Die von EDF im Hinblick auf den Tornado „Noyau Dur“ vorgesehenen Schutzmaßnahmen (nicht erschöpfende Liste) umfassen Metallbleche, Gitterroste, Netze und Stahlkonstruktionen (PNPE1119). EDF führt außerdem eine Änderung durch, die die Tornado-Sicherheit der Lüftungskanäle gewährleistet (PNPE1358).

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Änderungen:

- PNPE1119 „Passiver Schutz des Reaktorblocks vor Tornados“,
- PNPE1358 „Erdbebensicherheit der Lüftungssysteme bei einem Noyau-Dur-Erdbeben und Tornadosicherheit der Lüftungskanäle“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4- RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

7.6.4 Auswirkungen von Naturereignissen auf den Standort, die über die Auslegung hinausgehen

Allgemeiner Teil – Lagerung

Der Kernbereich muss robust gegenüber den potenziell induzierten Auswirkungen sein, die sich aus den betrachteten Einwirkungen auf den Kernbereich ergeben: Die potenziell induzierten Auswirkungen durch den Ausfall von Nicht-Kernbereich-Ausrüstung infolge eines der betrachteten Naturereignisse dürfen die Funktionen des Kernbereichs nicht beeinträchtigen.

Die folgenden Phänomene werden als induzierte Effekte betrachtet:

- Laststurz,
- Stöße von anderen Bauteilen und Strukturen,
- direkte Peitschenbewegungen von Hochdruckleitungen,
- Überschwemmung,
- Explosion,
- Brand.

Der Ansatz zur Überprüfung der Robustheit des Kernbereichs gegenüber induzierten Auswirkungen ist pragmatisch, basiert auf realistischen, der Herausforderung angepassten Methoden und Annahmen und zielt darauf ab, die Analyseanstrengungen auf die Hauptrisiken zu konzentrieren.

Das vorrangige Ziel ist die Vermeidung von Sekundäreffekten, die die Erfüllung der Kernfunktionen gefährden könnten. Der Umfang des Ansatzes wird durch eine Reihe von grundlegenden Annahmen definiert, die als Leitlinien für die Überprüfung dienen:

- auf die Integrität von Systemen oder Komponenten außerhalb des Kernbereichs, die Flüssigkeiten enthalten,
- auf die Stabilität von Nicht-Kernkomponenten, die im Falle eines Ausfalls infolge einer extremen Einwirkung (Erdbeben, Überschwemmung oder Tornado) einen direkten Einfluss auf die Fähigkeit eines Kernziels haben könnten, seine Funktion zu erfüllen.

Wird ein Risiko einer Beschädigung der SSC des Kernbereichs festgestellt, das die Erfüllung der Ziele des Kernbereichs gefährden könnte, werden Maßnahmen ergriffen, um dieses Risiko zu beseitigen (Verstärkung oder Verlagerung der Quellen induzierter Effekte oder sogar Verlagerung der gefährdeten Ausrüstung des Kernbereichs) oder den Kernbereich vor den befürchteten physikalischen Phänomenen zu schützen. Zur Begründung der Maßnahmen können insbesondere probabilistische Analysen herangezogen werden.

Nach der Analyse der potenziell induzierten Auswirkungen infolge von Angriffen auf den Kernbereich führt EDF eine Robustheitsverbesserung am SND der Polbrücke des Reaktorgebäudes durch (PNPP1898).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP1898 „Verstärkung der Polbrücke gegen das Erdbeben Noyau Dur“ wurde am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.7 SCHLUSSEFOLGERUNG

Die nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima erfolgte Einführung eines „Noyau Dur“ mit materiellen und organisatorischen Maßnahmen stärkt die Robustheit der Anlagen der Baugruppe CPY gegenüber Extremsituationen, die potenziell aus einem externen „Noyau Dur“-Ereignis resultieren könnten.

Die zur Dimensionierung dieser Maßnahmen herangezogenen Naturgefahrenstufen berücksichtigen die nationalen und internationalen Betriebserfahrungen, den Wissensstand sowie die Anwendung der besten verfügbaren Praktiken.

Die von EDF getroffenen dauerhaften „Noyau Dur“-Maßnahmen entsprechen den technischen Vorschriften der ASN aus dem Jahr 2014 sowie den von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften. Sie ermöglichen es, massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in den betrachteten Situationen zu verhindern oder zu begrenzen. Sie ermöglichen es dem Betreiber, die ihm im Krisenmanagement obliegenden Aufgaben zu erfüllen.

Die materiellen Bestimmungen des „Noyau Dur“ sind wichtige Elemente für den Schutz der Interessen. Sie unterliegen Anforderungen hinsichtlich Konzeption, Herstellung, Installation, Überwachungsfähigkeit im Betrieb sowie Betrieb während der gesamten Lebensdauer der Anlage.

Die „Noyau Dur“-Maßnahmen werden von EDF parallel zur vierten periodischen Überprüfung umgesetzt. Diese Maßnahmen werden im Rahmen der Neubewertung berücksichtigt (siehe [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitte 1 bis 4](#)) und tragen somit zur Erreichung der Ziele der Überprüfung bei.

TEIL II – NACHTEILE

ZUSAMMENFASSUNG

Seite

0	EINLEITUNG.....	269
1	BEURTEILUNG DER SITUATION DES STANDORTS IM HINBLICK AUF DIE FÜR IHN GELTENDEN VORSCHRIFTEN	270
1.1	LAGE UND ORGANISATION DES STANDORTS	270
1.1.1	DER STANDORT TRICASTIN UND DIE BEWÄLTIGUNG VON NACHTEILEN.....	270
1.1.1.1	VORSTELLUNG DES STANDORTS	270
1.1.1.2	DARSTELLUNG DER NACHTEILE, DIE DER STANDORT FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN MIT SICH BRINGT	270
1.1.1.3	VORSTELLUNG DER ORGANISATION ZUR BEHEBUNG DER NACHTEILE FÜR DEN INTERESSENSCHUTZ	271
1.1.1.3.1	UMWELTMANAGEMENT	271
1.1.1.3.2	OPTIMIERUNG DER ABWASSER- UND ABFALLENTSORGUNG	272
1.1.1.3.3	UMWELTÜBERWACHUNG.....	273
1.1.1.3.4	ERHALTUNG DER BIODIVERSITÄT	274
1.1.2	EINHALTUNG DER VORSCHRIFTEN.....	276
1.1.2.1	ANWENDBARE VORSCHRIFTEN: KERNKRAFTWERK TRICASTIN	276
1.1.2.2	KONTROLLE DER EINHALTUNG DER VORSCHRIFTEN: KERNKRAFTWERK TRICASTIN.....	278
1.2	ZUSAMMENFASSUNG DER IM BETRIEB GESAMMELTEN ERFAHRUNGEN	282
1.2.1	ANALYSE WESENTLICHER VORFÄLLE: KERNKRAFTWERK TRICASTIN	282
1.2.2	Einhaltung der festgelegten Anforderungen durch die EIPI: Kernkraftwerk Tricastin	286
1.2.3	ZUSÄTZLICHE KONTROLLEN AN ANLAGEN ZUR ABWASSERAUFBEREITUNG UND ABFALLKONDITIONIERUNG	288
1.2.4	BEWÄLTIGUNG VON NACHTEILEN ZUM SCHUTZ DER INTERESSEN	288
1.2.4.1	ÜBERSICHT ÜBER DIE WASSERENTNAHMEN UND DEN WASSERVERBRAUCH.....	288
1.2.4.2	Bilanz der Abwasserableitungen.....	290
1.2.4.2.1	BILANZ DER RADIOAKTIVEN ABWASSERABGABEN.....	290
1.2.4.2.2	Übersicht über die Einleitung chemischer Abwässer	297
1.2.4.3	BILANZ DER WÄRMEABGABEN	303
1.2.4.4	ABFALLBILANZ	305
1.2.4.4.1	BILANZ DER RADIOAKTIVEN ABFÄLLE	306
1.2.4.4.2	BILANZ DER KONVENTIONELLEN ABFÄLLE.....	312
1.2.4.5	BELÄSTIGUNGEN.....	316

1.3	SCHLUSSFOLGERUNG.....	316
2	AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN MIT SICH BRINGT	317
2.1	ANALYSE DER WIRKSAMKEIT DER MASSNAHMEN ZUR VERHINDERUNG UND VERRINGERUNG DER VOM KERNKRAFTWERK VERURSACHTEN AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN IM HINBLICK AUF DER WIRKSAMKEIT DER BESTEN VERFÜGBAREN TECHNIKEN	317
2.2	ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS	319
2.2.1	ANALYSE DES CHEMISCHEN UND ÖKOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS.....	319
2.2.2	ANALYSE DES RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS	321
2.3	ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AUF DEM KERNKRAFTWERK (BODENZUSTAND)	322

2.4	ELEMENTE ZUR ÜBERPRÜFUNG DER AUSSTOSSGRENZEN DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES GENANNTE STOFFE	324
2.5	ÜBERSICHT ÜBER DIE DURCHGEFÜHRTE STUDIEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN STUDIEN UND VORAUSSICHTLICHER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE	325
2.6	ELEMENTE, DIE EINE ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER STÄNDIGEN RADIOAKTIVITÄTSÜBERWACHUNG ODER DER DOPPELUNG DER MESSKETTEN ERMÖGLICHEN	333
2.7	MESSUNG DER SCHALLEMISSIONEN DES KERNKRAFTWERKS	333
3	SCHLUSSFOLGERUNG ZUM ABSCHNITT „NACHTEILE“	336

EINLEITUNG

Gemäß Artikel L. 593-18 des Umweltgesetzbuchs: *„Diese Überprüfung muss es ermöglichen, den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu beurteilen und die Bewertung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die während des Betriebs gewonnenen Erfahrungen des Wissensstands sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften.“*

Der erste Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile ermöglicht es, *„die Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu beurteilen“*. Diese Beurteilung stützt sich auf die Organisation der Anlage zur Bewältigung der von ihr ausgehenden Nachteile für die geschützten Interessen und zur Gewährleistung ihrer Konformität mit den für sie geltenden Vorschriften sowie auf die Bilanz der in zehn Jahren gesammelten Erfahrungen.

Der zweite Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile zielt darauf ab, *„die Bewertung der [...] Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen mit sich bringt, zu aktualisieren“*, und stützt sich auf folgende Elemente:

- die Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Effizienz der besten verfügbaren Techniken,
- die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks sowie auf dem Gelände des Kernkraftwerks (Bodenbeschaffenheit),
- die Elemente, die eine Überprüfung der Emissionsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Stoffe ermöglichen,
- die Bilanz der durchgeführten Studien, den Stand der noch durchzuführenden Studien und den vorläufigen Zeitplan für die Wiederaufbereitung der Abfälle,
- die Elemente, die eine Überprüfung der Vorschriften im Zusammenhang mit der ständigen Überwachung der Radioaktivität oder der Verdopplung der Messketten ermöglichen,
- r Messung der Lärmemissionen des Kernkraftwerks.

2 BEURTEILUNG DER SITUATION DES STANDORTS IM HINBLICK AUF DIE FÜR IHN GELTENDEN VORSCHRIFTEN

2.1 LAGE UND ORGANISATION DES STANDORTS

2.1.1 Der Standort TRICASTIN und die Beherrschung der Nachteile

2.1.1.1 Vorstellung des Standorts

Das Kernkraftwerk Tricastin befindet sich im Departement Drôme (26). Es liegt auf dem Gebiet der Gemeinde Saint-Paul-Trois-Châteaux. Es befindet sich auf einer Landzunge, die im Westen von der Rhône und im Osten vom Donzère-Mondragon-Kanal gekühlt wird, am Kilometerpunkt 184 und am Rande des Kanals.

Die wichtigsten Ortschaften in der Nähe sind Bollène in 5 km Entfernung, Pierrelatte in 10 km Entfernung, Bagnols-sur-Cèze in 20 km Entfernung, Orange in 22 km Entfernung, Montélimar in 25 km Entfernung und Avignon in 43 km Entfernung.

Das Kernkraftwerk Tricastin besteht aus vier Druckwasserreaktoren (DWR) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die im offenen Kreislauf mit Wasser aus dem Donzère-Mondragon-Kanal gekühlt werden.

Die vier Reaktoren sind zu zwei Paaren zusammengefasst, wobei jedes Paar eine Kernkraftwerksanlage (INB) bildet:

- die INB Nr. 87 umfasst die Reaktoren 1 und 2,
- die INB Nr. 88 umfasst die Reaktoren 3 und 4.

Das Kernkraftwerk Tricastin befindet sich in einem Industriecluster mit vier Tochterunternehmen der Orano-Gruppe (Orano Cycle, EURODIF Production, Société d'Enrichissement du Tricastin und SOCATRI), die auf Chemie und Urananreicherung spezialisiert sind und 8 INB umfassen (INB Nr. 105, 93, 168, 155, 138, 176, 178 und 179).

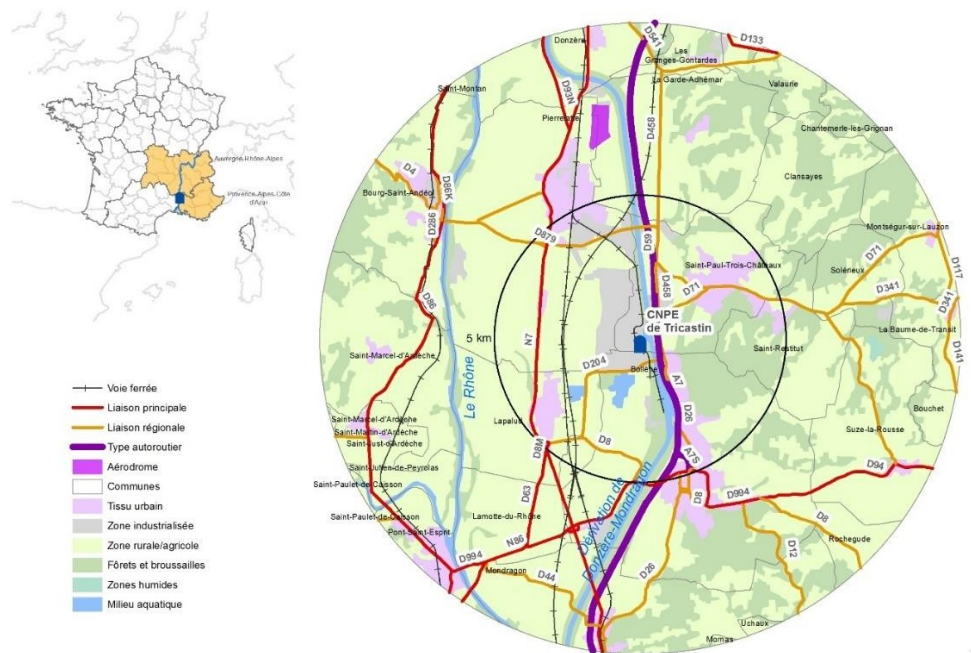


Abbildung 1 – Lage des Kernkraftwerks Tricastin

2.1.1.2 Darstellung der Nachteile, die der Standort für die geschützten Interessen mit sich bringt

6 Reaktor = Produktionseinheit.

Gemäß Artikel 4.1-I des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012, bekannt als INB-Erlass, „umfassen die Nachteile [...] einerseits die Auswirkungen der Anlage auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Einleitungen und andererseits die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Vibrationen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen.“ Die Abfallentsorgung wird von EDF ebenfalls als Teil der Nachteile angesehen, da sie mit dem normalen Betrieb der Anlagen verbunden ist.

Die Nachteile, die unter Anwendung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit zu den in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschriebenen Herausforderungen und den von der Kernkraftanlage Tricastin für die geschützten Interessen darstellenden Risiken berücksichtigt werden, stehen im Zusammenhang mit:

- Entnahme und Verbrauch von Wasser,
- Ableitung radioaktiver und chemischer Abwässer,
- Wärmeabgabe,
- radioaktiven und konventionellen Abfällen,
- Lärmbelästigung.

2.1.1.3 Vorstellung der Organisation zur Eindämmung von Nachteilen zum Schutz der Interessen

2.1.1.3.1 Umweltmanagement

Alle Kernkraftwerke verfügen über ein Integriertes Managementsystem (IMS), das den seit 2002 nach „ISO 14001“ zertifizierten Umweltbereich umfasst. Die letzte Zertifizierung aller Kernkraftwerke nach der Norm ISO 14001 (Version 2015), einschließlich des Kernkraftwerks Tricastin, erfolgte im Mai 2021.

Das Umweltmanagement der Kernkraftwerke fällt unter den Prozess „Verbesserung und Überwachung der Umweltleistung“ des Managementsystems (SMI) des jeweiligen Kernkraftwerks. Ziel dieses Prozesses ist es, Umweltauswirkungen zu ermitteln, zu vermeiden und zu kontrollieren sowie zur kontinuierlichen Verbesserung der Umweltleistung unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Die Geschäftsleitung jedes Kernkraftwerks gewährleistet die strategische Steuerung des Umweltmanagements, und jeder Geschäftsbereich trägt auf seiner Ebene zur Beherrschung der negativen Auswirkungen bei, insbesondere durch Umweltanalysen, die die Aktivitäten des Kernkraftwerks abdecken.

Bei den jährlichen Überprüfungen des Umweltprozesses werden die Ergebnisse analysiert und die für das folgende Jahr durchzuführenden Maßnahmen festgelegt, wobei bei Bedarf eine mehrjährige Perspektive gewährleistet wird. Diese Maßnahmen werden von den Abteilungen des Kernkraftwerks berücksichtigt.

Die eingerichtete integrierte Organisation gewährleistet, dass Umweltbelange bei allen Aktivitäten des Kernkraftwerks berücksichtigt werden.

Darüber hinaus trägt jeder Fachbereich auf seiner Ebene zur Beherrschung der Nachteile bei, insbesondere durch Umweltanalysen, die alle Aktivitäten des Kernkraftwerks abdecken.

Die Personalabteilungen der Kernkraftwerke sind für die Steuerung des Kompetenzmanagementprozesses verantwortlich. Das Personal wird für Umweltbelange, die geltenden Vorschriften und den Ansatz der kontinuierlichen Verbesserung sensibilisiert. Die Dienstleister werden von ihrem Unternehmen auf der Grundlage der in den Verträgen festgelegten Betriebsanforderungen geschult.

Im Rahmen des Ansatzes der kontinuierlichen Verbesserung werden folgende Maßnahmen zur Verbesserung des Umweltmanagements ergriffen:

- Die Umweltaktivitäten der Kernkraftwerke werden über Anwendungen des Informationssystems von EDF verwaltet. Um dem wachsenden Datenvolumen zuvorzukommen und den Anforderungen im Zusammenhang mit der Integration neuer gesetzlicher und normativer Vorgaben zu bewältigen, wurde beschlossen, diese Anwendungen schrittweise durch ein neues Informationssystem für Emissionen und Umwelt im Nuklearbereich von EDF (SIRENe) zu ersetzen. Die Einführung dieses Informationssystems in allen Kernkraftwerken wurde Ende 2022 abgeschlossen,

- andererseits hat EDF für seine nuklearen Aktivitäten eine Überarbeitung seines Umweltreferenzrahmens eingeleitet, um die Betriebspraktiken in den K e r n kraftwerken zu harmonisieren, die Professionalisierung der Beteiligten zu verbessern und ihr Bewusstsein für Umweltbelange zu schärfen. Die Überarbeitung wurde Ende 2021 abgeschlossen. Dieses Regelwerk wird fortlaufend aktualisiert, entsprechend den Entwicklungen bei Vorschriften und Normen, internen Vorgaben und den gewonnenen Erfahrungen.

2.1.1.3.2 Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung

Um die für sie geltenden gesetzlichen Vorschriften einzuhalten, ist das Kernkraftwerk Tricastin so organisiert, dass eine optimierte Entsorgung von Abwässern und Abfällen gewährleistet ist.

Diese optimierte Bewirtschaftung umfasst:

- die Entstehung von Abwässern und Abfällen an der Quelle zu reduzieren,
- Abwässer und Abfälle getrennt zu sammeln, um sie jeweils so effizient wie möglich zu behandeln oder in bestimmten Fällen sogar wiederzuverwenden,
- die Konditionierung der Kreisläufe optimieren, um die Freisetzung chemischer Substanzen zu begrenzen, ohne dabei die Wirksamkeit dieser Konditionierung zu beeinträchtigen,
- das Engagement der Akteure aufrechterhalten,
- die Leistungsfähigkeit der Abwasseraufbereitungsanlagen sicherzustellen.

In Bezug auf den letzten Punkt ist anzumerken, dass EDF im Jahr 2012 im gesamten französischen Kernkraftwerkpark Maßnahmen ergriffen hat, um die Wartung und den Betrieb der Verdampfer des Abwasseraufbereitungssystems (TEU) zu optimieren. Diese Maßnahmen umfassen:

Optimierung der Wartung

TEU-Verdampfer müssen den gesetzlichen Anforderungen des Ministerialerlasses über nukleare Druckbehälter (ESPN) entsprechen, die in einem Basisprogramm für Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen (PBES) konkretisiert werden müssen. Die PBES, die 2018 für die 900-MWe-Stufe aktualisiert wurden, umfassen die Wartungsmaßnahmen, die in zwei Kategorien unterteilt sind:

- die vorbeugenden Inspektionen (IP), die aus einer äußeren und inneren Überprüfung der Anlage sowie einer Überprüfung der ordnungsgemäßen Funktion der Sicherheitsvorrichtungen (oft Ventile),
- sonstige Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen, bei denen es sich um routinemäßige Wartungsarbeiten handelt, deren Art und Häufigkeit vom Betreiber festgelegt werden.

Im Jahr 2018 wurde eine Bestandsaufnahme der Betriebsarten und Störungen der TEU-Systeme durchgeführt. Einige Anlagenkomponenten unterliegen außerplanmäßigen Wartungsmaßnahmen, wie beispielsweise die Konzentratrückförpumpen (Probleme mit den Gleitringdichtungen), doch wurden Lösungen vorgeschlagen, um deren Zuverlässigkeit zu erhöhen. Für die Baureihe ^{CP17} wurde die Installation einer neuen Gleitringdichtung mit Änderung des Spülplans beschlossen.

Optimierung der Betriebsabläufe

Die Betriebsbedingungen und die Aufmerksamkeit, die der Betreiber der gesamten Aufbereitungskette, einschließlich des dem TEU-System nachgelagerten Teils, widmet, sind wichtige Faktoren für die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft der Anlagen. So tragen die empfohlenen Betriebspraktiken, wie die Filterung vor den Verdampfern, die Überwachung des Zustands der Lagerplanen oder das Spülen der Anlage nach dem Gebrauch, dazu bei, das Risiko von Beschädigungen und Ablagerungen in den Verdampfern zu vermeiden. Genauer gesagt verhindern die Filterung vor den Verdampfern und die Überwachung des Zustands der Lagerplanen eine Verschmutzung der Verdampferstation. Das Spülen der Anlage nach dem Gebrauch und die Einhaltung aller chemischen Spezifikationen der Verdampferstation schützen vor Korrosion und Kristallisation bzw. Verklumpung in den Verdampfern.

Die Vereinheitlichung der Betriebsabläufe ist Gegenstand eines „Leitfadens für den Betrieb des TEU-Systems“, der im Januar 2017 aktualisiert wurde. Dieser Leitfaden zielt darauf ab, auf der Grundlage von Studien zur Optimierung der Aufbereitung im TEU-System und der Analyse der Praktiken in den Kernkraftwerken Empfehlungen vorzulegen, die es ermöglichen, den Betrieb und die Verfügbarkeit der TEU-Verdampfer und -Entsalzer zu verbessern, den Austausch von Filtern und Harzen zu optimieren und die Qualität der abgeführten Konzentrate zu verbessern, wodurch mehr Bor bei gleicher Probenanzahl aufbereitet werden kann.

2.1.1.3.3 Umweltüberwachung

EDF führt seit der Inbetriebnahme der Kernkraftwerke ein Umweltüberwachungsprogramm durch.

Die Umweltüberwachung erfüllt drei Hauptfunktionen:

- eine Überwachungs- und Untersuchungsfunktion, die sicherstellen soll, dass die Entnahmen und Einleitungen keine kurz- und langfristigen Auswirkungen auf terrestrische und aquatische Ökosysteme haben. Dies ist Gegenstand der saisonalen Messkampagnen in den Bereichen Radioökologie und Hydroökologie,
- eine Kontrollfunktion hinsichtlich des ordnungsgemäßen Gesamtbetriebs der Anlagen anhand der Parameter, deren Überwachung die Vorschriften in unterschiedlichen Intervallen vorschreiben. Die Ergebnisse der Messungen werden entweder mit den zulässigen Grenzwerten oder mit Referenzwerten verglichen: Entscheidungsschwellen der Messung (Genauigkeit der Messgeräte), Quantifizierungsgrenzen der Messungen und natürliche Hintergrundstrahlung,
- eine Warnfunktion, die durch kontinuierliche Messungen gewährleistet wird. Sie ermöglicht die frühzeitige Erkennung jeder atypischen Entwicklung eines oder mehrerer Parameter im Zusammenhang mit Einleitungen oder der Umwelt, um Untersuchungen und, falls erforderlich, Präventionsmaßnahmen (z. B. Einstellung der Ableitung) einzuleiten.

EDF führt regelmäßig Maßnahmen zur Verbesserung der Ausrüstung für die Umweltüberwachung durch. So konnten durch Projekte, die auf Ebene des französischen Kernkraftwerksparks von EDF durchgeführt wurden, Verbesserungen am Umweltüberwachungssystem (KRS-System) vorgenommen werden.

- Ein erstes, im Jahr 2009 eingeleitetes Projekt trug zur Verbesserung der Zuverlässigkeit des KRS-Systems bei: Dabei ging es darum, die Kernkraftwerke bei ihren Maßnahmen zur Sicherung der Anlagen zu unterstützen, die Wartung der Anlagen sowie die Überwachung der Umsetzung einer Änderung im Zusammenhang mit der radiometrischen Überwachung der Umgebung der Kernkraftwerke (Austausch der Messstationen der 5- und 10-km-Netzwerke). Außerdem wurde ein Leitfaden für den Betrieb des KRS-Systems im Normal- und Störfallbetrieb erstellt und aktualisiert.
- Ein zweites, 2015 eingeleitetes Projekt hat zum Ziel, die Industriepolitik für das KRS-System festzulegen, die Probleme der industriellen IT-Sicherheit des KRS-Systems zu lösen sowie die Qualität und Zuverlässigkeit der Datenübertragung sicherzustellen, um den Bedürfnissen der Nutzer gerecht zu werden. Sie zielt zudem darauf ab, bestimmte Veralterungen bei Hardware und Software zu beheben, die Wartung des KRS-Systems zu gewährleisten, die Bearbeitungszeiten bei Störungen und die Wiederherstellungszeiten zu verbessern sowie die Cybersicherheitskultur des Personals zu stärken, das die Komponenten des KRS-Systems nutzt und wartet.

EDF hat zudem die Überwachung der Grundwasserqualität der Kernkraftwerke optimiert, indem:

- neue piezometrische Anlagen zu errichten und bestehende Anlagen zu sanieren, um über ein Überwachungsnetz zu verfügen, das den potenziellen Risikogebieten
- Einführung eines verstärkten regelmäßigen Überwachungsprogramms (Erhöhung der Anzahl der überwachten Anlagen sowie der Anzahl der analysierten chemischen und radiologischen Parameter),
- Verbesserung und Vereinheitlichung der Betriebsmodalitäten des piezometrischen Überwachungsnetzes im gesamten Kernkraftwerkspark von EDF,
- Erstellung eines Leitfadens für die Wartung der Piezometer.

Es werden tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen im terrestrischen Ökosystem, in der Umgebungsluft, im Oberflächenwasser und im Grundwasser durchgeführt.

Die Probenahmen und Analysen werden von den Kernkraftwerken unter Einhaltung der geltenden Vorschriften durchgeführt und dienen dazu, sicherzustellen, dass die Auswirkungen den in der Umweltverträglichkeitsprüfung getroffenen Prognosen entsprechen.

Jedes Kernkraftwerk verfügt zu diesem Zweck über ein Labor zur Abwasserüberwachung und ein Labor zur Messung der Radioaktivität in der Umwelt, die den Großteil der Messungen durchführen, auch wenn bestimmte spezielle Messungen an externe Labore vergeben werden können.

So führt jedes Kernkraftwerk jährlich unter der Aufsicht der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse an die Verwaltung weitergeleitet und in den für die Öffentlichkeit bestimmten Dokumenten oder Unterlagen verwendet werden. Die Ergebnisse der Umweltüberwachung rund um die Kernkraftwerke werden von EDF auf seiner Website und in einem jährlichen Umweltbericht für jedes Kernkraftwerk veröffentlicht.

Artikel 4.2.4 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 und Artikel R. 1333-26 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen sehen vor, dass die im Auftrag der Betreiber von kerntechnischen Anlagen durchgeführten Radioaktivitätsmessungen in der Umwelt von der ASN zugelassenen Laboratorien (für jede Art von Messung) durchgeführt werden müssen. Diese Zulassungen werden von einer Kommission unter dem Vorsitz der ASN auf der Grundlage von zwei Voraussetzungen erteilt:

- die Übereinstimmung der Probenahme- (seit 2010) und Messverfahren mit den Anforderungen der Norm NF EN ISO/IEC 17025,
- das Bestehen eines Ringversuchs (EIL), der vom Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) im Auftrag der ASN organisiert wird.

Die Labore des Kernkraftwerks Tricastin verfügen über die erforderlichen Zulassungen für die Durchführung der intern durchgeführten Messungen und vergeben die übrigen Analysen an zugelassene Labore.

Neben der Erlangung und Erneuerung dieser Zulassungen hat EDF seit 2009 einen Prozess zur Akkreditierung seiner Analyseaktivitäten durch das französische Akkreditierungskomitee (COFRAC) eingeleitet. Bis heute wurden alle Anträge auf Akkreditierung und Erneuerung bewilligt. Artikel 4.2.4 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 und Artikel R. 1333-25 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen sehen ebenfalls vor, dass die Ergebnisse der von den Betreibern von INB durchgeführten Messungen der Radioaktivität in der Umwelt an das Nationale Messnetz (RNM) für Umweltradioaktivität übermittelt werden müssen.

Dieses Netzwerk hat zum Ziel, die Öffentlichkeit über die Radioaktivität in der Umwelt zu informieren. Seit 2010 macht seine Website der Öffentlichkeit die Ergebnisse der Radioaktivitätsmessungen zugänglich, die von öffentlichen oder privaten, von der ASN zugelassenen Laboren in verschiedenen Medien (Luft, Wasser, Boden, Flora und Fauna) sowie in Lebensmitteln durchgeführt werden.

Zu den täglich durchgeführten Messungen und Kontrollen kommen saisonale Messungen hinzu, deren Ziel es ist, die Auswirkungen des Betriebs des Kernkraftwerks auf die Umwelt über einen längeren Zeitraum zu bewerten. Diese Überwachung betrifft die Biologie der aquatischen Umwelt (Hydroökologie) sowie die Radioaktivität in terrestrischen und aquatischen Ökosystemen (Radioökologie). Diese Messkampagnen werden unter der Verantwortung des Betreibers von externen Einrichtungen oder Labors durchgeführt.

2.1.1.3.4 Erhaltung der biologischen Vielfalt

Als Nutzer von Land- und Wasserflächen und als Grundstückseigentümer ist EDF unmittelbar von Fragen der Biodiversität betroffen.

EDF ist sich seiner Verantwortung und seiner Rolle in Bezug auf diese Herausforderungen bewusst und setzt sich dafür ein, die Auswirkungen seiner Aktivitäten auf die Biodiversität zu begrenzen, wobei die Sicherheit der Energieversorgung, die Sicherheit der Anlagen und die Bereitstellung einer zugänglichen und wettbewerbsfähigen Energie in Einklang gebracht werden.

Von der Planung über den Bau und den Betrieb bis hin zum Rückbau der INB-Anlagen ergreift EDF zahlreiche Maßnahmen zum Schutz der Biodiversität:

- tägliche kontinuierliche Überwachung der Umwelt und Optimierung der Abwasserableitung,
- Durchführung detaillierter Vorabdiagnosen vor Beginn jedes Projekts,
- Einführung von Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensation der Auswirkungen von Projekten:
 - So verwaltet beispielsweise das CNPE für die Verantwortung und Bewirtschaftung von etwa zwanzig Hektar sogenannter „Ausgleichsflächen“. Diese Gebiete befinden sich in Donzère und südlich des Kernkraftwerks Cruas-Meysses. Diese Flächen dienen dem Schutz und der Förderung der Fauna und Flora und sind für die Öffentlichkeit nicht zugänglich. Zahlreiche Tier- und Pflanzenarten stehen dort unter Schutz.

EDF engagiert sich gemeinsam mit der Zivilgesellschaft, Verbänden und Kommunen für den Erhalt der lokalen Biodiversität im Rahmen einer proaktiven Politik zur Verbesserung des Wissensstands, zum Schutz von Fauna und Flora sowie zur internen und externen Kommunikation.

In diesem Zusammenhang ist das Kernkraftwerk Tricastin drei wichtige Partnerschaften eingegangen:

- mit der Vogelschutzliga (LPO) der Drôme, insbesondere zum Schutz bedrohter Arten und zur Einrichtung von Beobachtungsstationen in den Ausgleichsgebieten, für die das Kernkraftwerk in Donzère und Cruas
- mit dem Fischereiverband von Bollène, um junge Menschen für den Respekt vor der Umwelt sowie der aquatischen Fauna und Flora zu sensibilisieren,
- mit dem Verein „Rhône Alpine les Hirondelles“, um diesen bei der Pflege von Vögeln in Not zu unterstützen.

Die Kernenergiebranche verfügt seit 2006 über einen spezifischen „Biodiversitäts-Fahrplan“, der sich auf die Biodiversitätspolitik der EDF-Gruppe stützt und alle Maßnahmen im Zusammenhang mit der Biodiversität im Rahmen des Betriebs von Kernkraftwerken strukturiert.

In diesem Zusammenhang wurde für das Kernkraftwerk Tricastin eine Vorabdiagnose auf der Grundlage einer von einem spezialisierten Planungsbüro durchgeführten Studie erstellt, die auf bibliografischen Daten und Feldinventaren basiert, um bemerkenswerte Naturräume, natürliche Lebensräume sowie bemerkenswerte Fauna und Flora zu identifizieren.

Das Gelände des Kernkraftwerks Tricastin, das in der Rhone-Aue liegt, besteht überwiegend aus dem Industriegelände und künstlich angelegten Flächen.

Bei den verschiedenen Besichtigungen durch die Naturkundler des Planungsbüros wurden die natürlichen Lebensräume, die Flora sowie Vögel, Amphibien, Reptilien, Säugetiere und Insekten erfasst. Diese Bestandsaufnahmen fanden in den für die Beobachtung der verschiedenen Flora- und Fauna-Kompartimente günstigen Zeiträumen (Mai bis Juli 2017) statt, wobei für jedes der untersuchten Kompartimente geeignete Methoden angewendet wurden. Es wurde eine gezieltere Suche nach bemerkenswerten Arten (geschützte und/oder als Naturerbe geltende Arten: gefährdete und für das ZNIEFF8 entscheidende Arten) sowie nach invasiven Arten durchgeführt.

Die Ergebnisse dieser Studie lauten wie folgt:

8 ZNIEFF = Naturschutzgebiet von ökologischem, faunistischem und floristischem Interesse.

- Die wichtigsten Herausforderungen im Zusammenhang mit dem Vorkommen natürlicher Lebensräume liegen außerhalb des Industriegeländes und betreffen insbesondere das Vorkommen von Feuchtgebieten, wie z. B. Schilfgürtel (Feuchtgebiete, in denen hauptsächlich Schilf wächst) und feuchte Gebüsche sowie Brachflächen, die Standorte von Pflanzenarten von ökologischem Wert beherbergen, nämlich: Zwerg-Knautia und Haken-Spargel,
- Was die Fauna betrifft, so weist das Gelände des Kernkraftwerks angesichts der stark künstlich gestalteten Lebensräume auf dem Industriegelände (Gebäude, Zufahrtswege, gepflegte Grünflächen usw.). Die beobachteten Artengemeinschaften bestehen aus gewöhnlichen und oft ubiquitären Arten (Tier- und Pflanzenarten, die in verschiedenen ökologischen Lebensräumen vorkommen). Trotz des gewöhnlichen Charakters der identifizierten Arten sind einige davon geschützt und stellen daher eine rechtliche Herausforderung dar,
- Brachflächen, Gehölze und die Uferbereiche der Gegenkanäle weisen die größte Artenvielfalt auf dem Gelände des Kernkraftwerks auf.

2.1.2 Einhaltung der Vorschriften

2.1.2.1 Anwendbare Rechtsvorschriften: Kernkraftwerk Tricastin

Im Jahr 2006 wurde mit dem Gesetz „TSN“ vom 13. Juni 2006, das seitdem im Umweltgesetzbuch kodifiziert ist, eine Neugestaltung des rechtlichen Rahmens für die Aktivitäten der Nuklearindustrie eingeleitet. Dieses Gesetz wurde durch mehrere Durchführungsverordnungen und Erlasse gemäß der in Abbildung 2 dargestellten Hierarchie präzisiert.

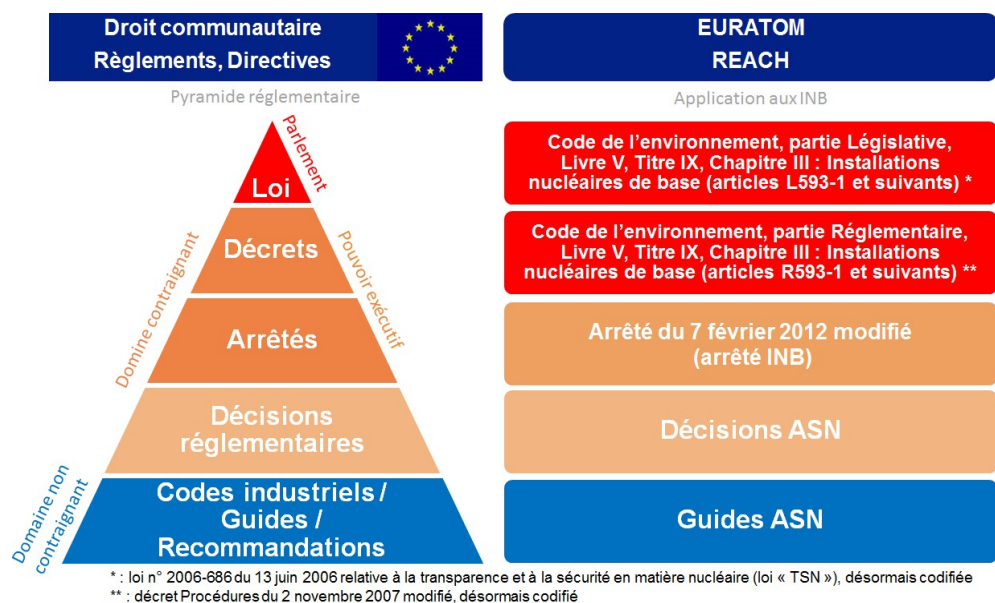


Abbildung 2 – Hierarchie der Rechtsvorschriften und Anwendung auf INB

Die regelmäßig überarbeitete Umweltverträglichkeitsprüfung dient als Begleitdokument für die Anträge auf behördliche Genehmigungen.

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-B]:

- hat EDF im März 2021 die bis zu diesem Zeitpunkt durchgeführten Aktualisierungen der Umweltverträglichkeitsprüfung in der in den Artikeln R. 122-5 und R. 593-17 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Form konsolidiert, unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands, insbesondere hinsichtlich der Bewertung der Auswirkungen von Emissionen der Anlagen und der Entwicklung der Standortumgebung, sowie unter Beschreibung der Auswirkungen der Anlagen auf das Klima und der Anfälligkeit der Anlagen gegenüber dem Klimawandel, insbesondere in Bezug auf Wärmeabgaben, die Entsorgung flüssiger Abfälle und die Nutzung der Wasserressourcen,

- EDF hat im März 2021 die Verbesserungen präzisiert, die zur Verringerung der Umweltauswirkungen seiner Anlagen beitragen und die es im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der Umweltverträglichkeitsprüfung und der besten verfügbaren Techniken sowie den entsprechenden Zeitplan für die Umsetzung dargelegt,
- EDF wird spätestens bis Ende 2023 eine Studie vorlegen, in der die kumulativen Auswirkungen der an der Rhône und der Loire gelegenen Kernkraftwerke auf diese Flüsse dargestellt werden.

Die wichtigsten für das Kernkraftwerk Tricastin geltenden Rechtsvorschriften in Bezug auf die Nachteile sind nachstehend aufgeführt:

- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs über nukleare Sicherheit und grundlegende kerntechnische Anlagen, insbesondere die Artikel L. 593-18 und L. 593-19.
- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs, betreffend die nukleare Sicherheit und grundlegende kerntechnische Anlagen, Vorschriftenteil, insbesondere die Artikel R. 593-62 ff.
- Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 vom 18. Dezember 2006 in ihrer geänderten Fassung zur Registrierung, Bewertung und Zulassung chemischer Stoffe sowie zu Beschränkungen für diese Stoffe (im Folgenden als REACH-Verordnung bezeichnet).
- Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 vom 16. Dezember 2008 in ihrer geänderten Fassung über die Einstufung, Kennzeichnung und Verpackung von Stoffen und Gemischen (im Folgenden als CLP-Verordnung bezeichnet).
- Verordnung (EU) Nr. 528/2012 vom 22. Mai 2012 in ihrer geänderten Fassung über das Inverkehrbringen und die Verwendung von Biozidprodukten (im Folgenden „Biozidverordnung“ genannt).
- Erlass vom 7. Februar 2012 in seiner geänderten Fassung zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke (im Folgenden „INB-Erlass“ genannt).
- Beschluss Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 16. Juli 2013 über die Begrenzung von Belästigungen und der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch , genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch den Beschluss Nr. 2016-DC-0569, genehmigt durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 (im Folgenden als „Umweltbeschluss“ bezeichnet).
- Beschluss Nr. 2015-DC-0508 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. April 2015 über die Studie zur Abfallbewirtschaftung und die Bilanz der in Kernkraftwerken anfallenden Abfälle Grundverordnung, genehmigt durch den Erlass vom 1. Juli 2015 (im Folgenden als „Abfallentscheid“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2017-DC-0587 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. März 2017 über die Konditionierung radioaktiver Abfälle und die Bedingungen für die Annahme von Abfallgebinden in den kerntechnischen Basislagerstätten, genehmigt durch den Erlass vom 13. Juni 2017 (im Folgenden als „Entscheidung zur Verpackung radioaktiver Abfälle“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2017-DC-0588 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 6. April 2017 über die Modalitäten der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs, der Ableitung von Abwässern und der Überwachung der Umgebung von Druckwasserreaktoren, genehmigt durch den Erlass vom 14. Juni 2017 (im Folgenden als „Entscheidung zu den Modalitäten des Kraftwerksparks“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2008-DC-0101 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 13. Mai 2008 zur Festlegung der Vorschriften bezüglich der Modalitäten der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs sowie der Einleitung Umwelt von flüssigen und gasförmigen Abfällen der von Electricité de France (EDF-SA) betriebenen Kernkraftwerke Nr. 87 und Nr. 88 in der Gemeinde Saint-Paul-Trois-Châteaux (im Folgenden als „CNPE-Modalitäten-Entscheidung“ bezeichnet),
- Entscheidung Nr. 2008-DC-0102 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 13. Mai 2008 zur Festlegung der Grenzwerte für die Ableitung flüssiger und gasförmiger Abfälle aus den Kernkraftwerken Die von Electricité de France (EDF-SA) in der Gemeinde Saint-Paul-Trois-Châteaux betriebenen Anlagen Nr. 87 und Nr. 88, die durch den Erlass vom 8. Juli 2008 (sogenannte „Entscheidung über die Grenzwerte“) genehmigt wurden.

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] legt EDF die Konformitätsprüfung zu folgenden Texten vor:

- Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 vom 18. Dezember 2006 in ihrer geänderten Fassung über die Registrierung, Bewertung und Zulassung chemischer Stoffe sowie die Beschränkungen für diese Stoffe,
- Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 vom 16. Dezember 2008 in ihrer geänderten Fassung über die Einstufung, Kennzeichnung und Verpackung von Stoffen und Gemischen,
- Verordnung (EU) Nr. 528/2012 vom 22. Mai 2012 in der geänderten Fassung über das Inverkehrbringen und die Verwendung von Biozidprodukten.

2.1.2.2 Beherrschung der regulatorischen Konformität: Kernkraftwerk Tricastin

Das Kernkraftwerk Tricastin ist so organisiert, dass die Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften durch eine Abfolge von Schlüsselschritten kontinuierlich gewährleistet wird.

- **Identifizierung:** Die Einhaltung der Vorschriften im Umweltbereich der Kernkraftwerke stützt sich auf die Ermittlung und Analyse der auf nationaler Ebene geltenden Rechtsvorschriften und Anforderungen, die für die Kernkraftwerke gelten. Die Kernkraftwerke erfassen zudem die für sie geltenden Texte und Anforderungen auf lokaler Ebene.
- **Bewertung:** Das Kernkraftwerk identifiziert unter den nationalen und lokalen Anforderungen diejenigen, die gelten, und bewertet und dokumentiert den entsprechenden Konformitätsstatus. Diese Bewertung der Anforderungen Die Überprüfung der regulatorischen Anforderungen führt zu folgender Einstufung:
 - „Anforderungen in Prüfung“: Die neuen geltenden Anforderungen werden derzeit vom Kernkraftwerk geprüft, um über die Einhaltung dieser neuen Anforderungen zu entscheiden,
 - „konforme Anforderungen“: Hierbei handelt es sich um regulatorische Anforderungen, für die das Kernkraftwerk über Konformitätsnachweise verfügt und sich als konform erklärt,
 - „Anforderungen im Konformitätsmanagement“: Hierbei handelt es sich um regulatorische Anforderungen, für die das Kernkraftwerk nicht über alle Konformitätsnachweise verfügt und erklärt, dass sie im Konformitätsmanagement sind. Das CNPE führt zusätzliche Maßnahmen nach einem Zeitplan durch, der den Herausforderungen im Hinblick auf die geschützten Interessen angemessen ist, um die Konformitätsnachweise zu erlangen und sich für konform zu erklären.
- **Bearbeitung:** Wenn eine Anforderung teilweise oder gar nicht erfüllt ist, wird im Rahmen der Anforderungen im Konformitätsmanagement ein Aktionsplan erstellt.
- **Überwachung:** Das CNPE überprüft regelmäßig seinen Konformitätsstatus in Bezug auf jede umweltrechtliche Anforderung.
- **Überprüfung:** Jedes Jahr stellt das Kernkraftwerk im Rahmen der im Umweltmanagementsystem vorgesehenen regelmäßigen Überprüfungen sicher, dass die neuen Umweltauflagen berücksichtigt wurden und gibt einen Überblick über den Stand der Maßnahmen zur Einhaltung der Compliance-Anforderungen.

Im Rahmen der Bewertung der Einhaltung gesetzlicher Vorschriften hat das Kernkraftwerk Tricastin zum 12. Juli 2022 **213** im Umweltbereich anwendbare Rechtsvorschriften identifiziert. Unter diesen Rechtsvorschriften wurden **2.960** Anforderungen identifiziert, darunter:

- **2.839** konforme Anforderungen (**96 %**),
- **45**, die derzeit geprüft werden (**1,5 %**),
- **76** im Compliance-Management (**2,5 %**).

Im Rahmen der in § I-1.1.2.1 genannten Texte wurden **820** geltende Anforderungen im Umweltbereich erfasst, darunter:

- **790 konforme Anforderungen (96,4 %)**
- **1** in Prüfung (**0,1 %**)
- **29** Anforderungen im Bereich Compliance-Management (**3,5 %**).

Die Einzelheiten dieser Bilanz der pro Text geltenden Anforderungen sind in der nachstehenden Tabelle 1 aufgeführt. Dies entspricht der Überprüfung der Konformität mit den Rechtsvorschriften, die in der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] gefordert wird.

Text	Konform	In Bearbeitung	Im Konformitätsmanagement
INB-Erlass	97	0	0
Umweltbeschluss	260	0	1
Entscheidung Abfall	55	0	8
Entscheidung Verpackung Abfälle	25	0	1
Beschluss Parkregelung	138	0	6
Entscheidung Nr. 2008-DC-0101	122	1	0
Entscheidung Nr. 2008-DC-0102	11	0	1
REACH-Verordnung	34	0	0
CLP-Verordnung	58	0	0
Biozidverordnung	2	0	0

**Tabelle 1 – Übersicht über die Einhaltung der Rechtsvorschriften durch die genannten Texte
§ I-1.1.2.1 zum 12. Juli 2022**

Im Rahmen des Compliance-Prozesses hat die Website Maßnahmen zu allen im Compliance-Management identifizierten Anforderungen ergriffen und überwacht deren Umsetzung.

Die in diesen Texten identifizierten Anforderungen des Compliance-Managements haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen oder fallen nicht in den Bereich der Nachteile.

Die Anforderungen im Zusammenhang mit dem Bereich der Risiken sind in Teil R – Kapitel 1 – Abschnitt 1 § 1.2.2.1 des vorliegenden Berichts dargestellt.

Besonderer Hinweis zu den Anforderungen an die erforderlichen Ausrüstungen (EN), die unter Anhang II des INB-Erlasses fallen.

Artikel R. 593-26 des Umweltgesetzbuchs definiert den Mindestumfang des INB-Bereichs, der nicht nur die eigentliche kerntechnische Anlage, sondern auch die für deren Betrieb erforderlichen Anlagen (EN) gemäß Artikel L. 593-3 des Umweltgesetzbuchs umfassen muss.

Diese Anlagen können je nach Art mit klassifizierten Anlagen zum Umweltschutz (ICPE) oder mit Anlagen, Bauwerken, Arbeiten und Tätigkeiten (IOTA) gleichgesetzt werden, unterliegen jedoch als Teil der INB und als für deren Betrieb, Wartung und Überwachung notwendige Einrichtungen den für INB geltenden Vorschriften und Regelungen.

Aufgrund ihrer potenziellen Auswirkungen auf die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie auf die Umwelt gilt gemäß Artikel 4.3.1 des INB-Erlasses für die erforderlichen Anlagen, die einen Schwellenwert der ICPE- oder IOTA-Nomenklatur des Kernkraftwerks Tricastin überschreiten, seit dem 14. Februar 2020, dem Datum der Einreichung des RCR TN1, die entsprechenden Erlasse mit allgemeinen ICPE- und IOTA-Vorschriften, die in Anhang II des INB-Erlasses aufgeführt sind.

Im Rahmen der Konformitätsbewertung hat das Kernkraftwerk Tricastin zum 12. Juli 2022 14 seit dem 2. November 2017 geltende Verordnungen identifiziert, was 1.060 Anforderungen in Bezug auf die 97 notwendigen Anlagen (EN) entspricht, die unter Anhang II der INB-Verordnung fallen.

In diesem Bereich wurden erfasst:

- 1.035 konforme Anforderungen (97,7 %),
- 8 Anforderungen, die derzeit geprüft werden (0,8 %),
- 17 Anforderungen im Compliance-Management (1,5 %).

Die Einzelheiten dieser Übersicht über die per Erlass geltenden Anforderungen sind in der nachstehenden Tabelle 2 aufgeführt.

Verordnung über ICPE- oder IOTA-Anlagen	Anzahl der betroffenen EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
		Konform	In Bearbeitung in Prüfung	Konformitätsmanagement Konformität
Auszug aus Abschnitt 1.1.1.0 D der IOTA-Nomenklatur, gültige Fassung vom 8. Februar 2012	39	33	2	0
Beschluss zu den Rubriken 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 oder 1.3.1.0 der IOTA-Nomenklatur, Fassung in der am 8. Februar 2012 geltenden Fassung	3	32	1	0
Verordnung zu Rubrik 1151 D der ICPE-Nomenklatur, Fassung vom 8. Februar 2012	2	118	0	0
Verordnung zu Rubrik 1185 D der ICPE-Nomenklatur, in der am 8. Februar 2012 geltenden Fassung	17	101	0	0
A der Rubrik 1416 D der ICPE-Nomenklatur, Fassung vom 8. Februar 2012	2	62	0	0
Verordnung vom 30. Mai 2008 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Instandhaltungsarbeiten an Fließgewässern oder Kanälen, die gemäß den Artikeln L. 214-1 bis L. 214-6 des Umweltgesetzbuchs genehmigungs- oder anmeldepflichtig sind und unter Rubrik 3.2.1.0 der Nomenklatur im Anhang zur Tabelle des Artikels R. 214-1 des Umweltgesetzbuchs (JORF vom 25. Juni 2008) – Stand: 8. Februar 2012	1	32	0	0
Verordnung vom 22. Dezember 2008 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige Anlagen der Rubrik Nr. 1432 (Lagerung von brennbaren Flüssigkeiten in vorgefertigten Behältern) (letzte Änderung: Verordnung vom 10. Februar 2011, JORF vom 31. März 2011) – Stand: 8. Februar 2012	8	110	2	9
Verordnung vom 30. Juni 2006 über Oberflächenbehandlungsanlagen, die gemäß Rubrik 2565 der Nomenklatur der klassifizierten Anlagen genehmigungspflichtig sind (Amtsblatt vom 5. September 2006) – endgültige Fassung vom 8. Februar 2012	1	85	0	1
Verordnung vom 29. Mai 2000 über die allgemeinen Vorschriften für umweltschutzrelevante Anlagen, die unter der Rubrik Nr. 2925 meldepflichtig sind: Akkumulatoren (Ladestationen) (Amtsblatt vom 23. Juni 2000) – Fassung Stand: 8. Februar 2012	8	50	3	0

Verjähungsbeschluss ICPE oder IOTA	Anzahl der betroffenen EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
		Konform	In Bearbeitung in Prüfung	Konformitätsmanagement Konformität
Verordnung vom 13. Juli 1998 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige Anlagen zum Schutz der Umwelt unter der Rubrik Nr. 1131: Giftstoffe (Verwendung oder Lagerung von Stoffen und Zubereitungen) (letzte Änderung: Verordnung vom 7. Juli 2009, JORF vom 10. September 2009) – Fassung Stand: 8. Februar 2012	1	109	0	0
Verordnung vom 14. Januar 2000 über die allgemeinen Vorschriften für umweltschutzrelevante Anlagen, die unter der Rubrik Nr. 2661 meldepflichtig sind (Verarbeitung von Polymeren, Kunststoffen, Kautschuk, Elastomeren, Harzen und synthetischen Klebstoffen) (letzte Änderung: Verordnung vom 1. Juni 2010, JORF vom 3. Juli 2010) – Stand: 8. Februar 2012	1	102	0	0
Verordnung zu Rubrik 2340 D der ICPE-Nomenklatur, Fassung vom 8. Februar 2012	1	101	0	2
Verordnung zu Rubrik 2910 D der ICPE-Nomenklatur, Fassung vom 8. Februar 2012	13	99	0	5
Verordnung vom 22. Juni 1998 über unterirdische Behälter für brennbare Flüssigkeiten und deren zugehörige Ausrüstung (letzte Änderung: Verordnung vom 16. Dezember 2010, JORF vom 24. Dezember 2010) – Stand: 8. Februar 2012	0	1	0	0

Tabelle 2 – Bestandsaufnahme der Einhaltung der Vorschriften hinsichtlich der erforderlichen Ausrüstung (EN) gemäß Anhang II des INB-Erlasses zum 12. Juli 2022

Im Rahmen des Konformitätsprozesses hat der Standort Maßnahmen zu allen im Konformitätsmanagement identifizierten Anforderungen ergriffen und überwacht deren Umsetzung. Darüber hinaus setzt er die Analyse der Anforderungen fort, deren Konformitätsstatus noch zu definieren ist.

Die wichtigsten Maßnahmen im Bereich der notwendigen Ausrüstungen (EN), die unter Anhang II des INB-Erlasses fallen und vom Kernkraftwerk (CNPE) als kritisch identifiziert wurden, sind folgende:

- Vornahme der erforderlichen Änderung am Entlüftungsstutzen des Heizöltanks für die Notstromversorgung (LHT), um die Anforderung von Artikel 5.2.6 des Erlasses vom 22. Dezember 2008 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige Anlagen der Kategorie Nr. 1432 zu erfüllen. Diese Änderung ist bis Ende 2024 vorgesehen.
- Derzeit wird eine Untersuchung zur Analyse der Abwässer am Ausgang der Waschanlage durchgeführt. Diese Maßnahme steht im Zusammenhang mit den drei Anforderungen (Artikel 5.7) des Erlasses vom 14. Januar 2011 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige klassifizierte Anlagen unter der Rubrik Nr. 2340 (JORF vom 18. Februar 2011) – Fassung vom 8. Februar 2012 für das erste Quartal 2024.

Die übrigen in diesen Texten identifizierten Anforderungen an das Compliance-Management haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen oder fallen nicht in den Bereich der Nachteile. Die Anforderungen im Zusammenhang mit dem Bereich der Risiken werden im vorliegenden Bericht dargelegt.

Somit ist das Kernkraftwerk Tricastin so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften jederzeit gewährleistet ist.

2.2 ZUSAMMENFASSUNG DER IM LAUFE DES BETRIEBS GESAMMELTEN ERFAHRUNGEN

2.2.1 Analyse der bedeutenden Ereignisse: Kernkraftwerk Tricastin

Ereignisse gelten gemäß den Meldekriterien als signifikant, die im ASN-Leitfaden vom 21. Oktober 2005 festgelegt sind. Dieser Leitfaden betrifft die Modalitäten der Meldung und die Kodifizierung der Kriterien für signifikante Ereignisse, die die Sicherheit, den Strahlenschutz oder die Umwelt betreffen und für Kernkraftwerke sowie den Transport radioaktiver Stoffe gelten.

Die nachstehende Bilanz berücksichtigt die Änderungen des methodischen Leitfadens zum Abschnitt „Nachteile“ in den Abschlussberichten der regelmäßigen Überprüfungen der INB.

Zwischen dem 1. Januar 2012 und dem 31. Dezember 2021 hat das Kernkraftwerk Tricastin Folgendes gemeldet:

- 50 bedeutende Umweltvorfälle (ESE),
- 5 bedeutende Sicherheitsereignisse (ESS) im Zusammenhang mit den Nachteilen,
- 1 bedeutendes Transportereignis (EST) im Bereich Abfall und im Zusammenhang mit den Schutzinteressen,
- 2 bedeutende Ereignisse im Bereich Strahlenschutz (ESR) aus dem Abfallbereich und im Zusammenhang mit den geschützten Interessen.

Im gleichen Zeitraum wurden von der UNIE 2 generische ESE gemeldet. Nur eines davon ist in Bezug auf Aktivitäten im Kernkraftwerk Tricastin: Diese sind nachstehend aufgeführt.

Bei diesen Ereignissen handelt es sich ausschließlich um solche ohne nachweisbare wesentliche Auswirkungen. Sie betreffen:

- **chemische Flüssigkeitsableitungen:** 4 Ereignisse betreffen die Überschreitung eines der in den Entscheidungen Nr. 2008-DC-0101 und Nr. 2008-DC-0102 festgelegt wurden:
 - 1 Vorfall (2016) wurde gemeldet, nachdem bei der Messung drei Werte (zwei für Schwebstoffe und einer für Ammonium) festgestellt wurden, die geringfügig über den bei einer Ausbaggerung des Zuführungskanals. Im Jahr 2016 wurden Maßnahmen zur Verbesserung der Reaktionsfähigkeit bei der Messung ergriffen, und dieser Vorfall hat sich nicht wiederholt.
 - 3 Vorfälle (2015, 2017 und 2021) betreffen die punktuelle Überschreitung des gesetzlichen Grenzwerts für die Kohlenwasserstoffkonzentration am Ausgang der Ölabscheider des Netzes mit ölhaltigem Wasser (Ölabscheider 8 und 9 SEH). Diese Vorfälle haben unterschiedliche Ursachen: Der Vorfall von 2015 steht im Zusammenhang mit einer Ölablassung direkt in den Ölabscheider, der von 2017 mit der Einleitung von Abwässern mit zu hohem Kohlenwasserstoffgehalt in den Ölabscheider und der von 2021 mit dem Vorhandensein von Algen im Absetzbecken. Die umgesetzten Korrektur- und Präventivmaßnahmen (physischer Schutz des Ölabscheiders, Änderung von Verfahren) wurden abgeschlossen.
- **radioaktive Flüssigabfälle:**
 - Ein Vorfall (2012) betrifft die punktuelle Messung einer Tritiumaktivität, die geringfügig über dem Schwellenwert im Regenwassernetz des Kernkraftwerks lag. Dieser Vorfall hat sich nicht wiederholt,
 - 1 Vorfall (2013) betrifft die Nichtentnahme der täglichen Aliquote zur Mitte der Ableitung aus einem Sammelbehälter für Abwässer aus dem Kernkraftwerksbereich (0 KER 001 BA, sog. T-Behälter) am Kanal unterhalb des Kernkraftwerks. Das Probenahmesystem wurde 2014 zuverlässiger gestaltet,
 - 1 Vorfall (2016) steht im Zusammenhang mit der Überschreitung des gesetzlichen Grenzwerts für die Gesamt-Beta-Aktivität im Regenwasser am Auslauf eines Parkplatzentölers. Dieser Wert war auf natürliche Radioaktivität. Das Ereignis wurde gemeldet, da der gemessene Wert, der über dem gesetzlichen Grenzwert lag, erst spät erkannt wurde. Die Organisationsanweisung zu dieser Tätigkeit wurde aktualisiert und Informationsmaßnahmen für das Personal durchgeführt.
 - 1 Vorfall (2017) steht im Zusammenhang mit der fehlerhaften Bearbeitung eines Alarms, der dazu führte, dass ein Teil des Inhalts eines Auffangbehälters für Abwässer aus der Insel Kernkraftwerke (T) bei einer Durchflussmenge des Donzère-Mondragon-Kanals von knapp unter 400 m³/s ohne vorherige Genehmigung (liegt die Durchflussmenge des Kanals zwischen 200 und 400 m³/s, bedürfen die Ableitungen der vorherigen Genehmigung durch den Generaldirektor der ASN). Die Korrekturmaßnahmen wurden 2017 durchgeführt und abgeschlossen,
 - 1 generisches Ereignis (2017) bezüglich des Erreichens der regulatorischen Schwelle 2 der KRT-Kette bei einer Flüssigkeitsableitung. Die Maßnahmen aus dem nationalen Erfahrungsrückfluss wurden integriert,
 - 4 Ereignisse (2018, 2019 und 2020) betreffen die Absperrung von Ableitungen bei Erreichen der Schwelle 2 der Messketten. Die Ableitungen wurden gestoppt, bevor sie . Nicht gespülte Abschnitte in der Nähe verschiedener Behälter sind Ursache für diese Situation. Die Rohrleitungspläne und Betriebsanweisungen wurden aktualisiert. Es wird eine Änderung vorgenommen, um die identifizierten Totarme entleeren zu können.

- **radioaktive gasförmige Ableitungen:**

- 1 Vorfall (2012) im Zusammenhang mit dem gleichzeitigen Ausfall der beiden Überwachungsketten für die Ableitungen aus dem Schornstein Nr. 2 des BAN. Dieser Vorfall steht im Zusammenhang mit einer punktuellen Störung der Messsysteme. Während dieser Ausfallphase wurden keine geplanten Freisetzen durchgeführt, und dieses Ereignis hat sich nicht wiederholt.
- 2 Ereignisse (2015 und 2017) stehen im Zusammenhang mit einer Messung des Lüftungsluftstroms (DVN) am BAN-Schornstein, die unter dem vorgeschriebenen Wert lag. Es wurde keine geplante Freisetzung durchgeführt während dieser Ausfälle. Diese beiden Vorfälle haben unterschiedliche Ursachen. Die umgesetzten Korrekturmaßnahmen wurden abgeschlossen,
- 1 Vorfall (2017) im Zusammenhang mit dem Druckabfall in einem Speicherbehälter für Abgase, was zu einer Ableitung ohne vorherige Analyse führte. Die Ableitungen werden jedoch am Schornstein überwacht, und der Voralarmschwellenwert der Emissionsüberwachungsketten wurde nicht erreicht. Die Korrekturmaßnahmen wurden 2017 durchgeführt,
- 1 Vorfall (2019) im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung der Reparaturfrist an einer Messkette (KRT). Es kam in diesem Zeitraum jedoch zu keinen koordinierten Ableitungen. Die Korrekturmaßnahmen wurden 2019 durchgeführt.
- 1 Vorfall (2020) im Zusammenhang mit der Durchführung einer Ableitung aus einem Behälter bei deaktivierter Messkette. Die redundante Messkette war während der Ableitung jedoch verfügbar. Die Korrekturmaßnahmen wurden 2020 durchgeführt, insbesondere mit einer besseren Rückverfolgbarkeit der Sperrungen dieser Art von Messkette.

- **Diffuse Gasemissionen:**

- 5 Vorfälle (2012 und 2013) im Zusammenhang mit der Freisetzung von Kältemitteln an Prozessaggregaten, DEB und DEG. Die betroffenen Aggregate wurden 2012 und 2013 ausgetauscht,
- 4 Vorfälle (2012, 2013, 2014 und 2016) im Zusammenhang mit dem Austritt von Kältemitteln aus Anlagen im Dienstleistungsbereich. Diese Leckagen traten aufgrund von Materialfehlern auf, die bereinigt wurden.

- **Wärmeabgaben:**

- 1 Vorfall (2020) infolge der verspäteten Feststellung, dass die berechnete Durchschnittstemperatur stromabwärts des Kanals dreimal 27 °C überschritten hatte. Die Korrekturmaßnahmen zur Sensibilisierung des Personals und zur Änderung der Betriebsanweisungen wurden 2020 durchgeführt.

- **Abfälle:**

- 1 Vorfall (2014) betrifft die Exposition eines Mitarbeiters gegenüber einer Dosisleistung von mehr als 100 mSv/h während 4 Sekunden beim Transport von Säcken mit radioaktivem Abfall zwischen zwei Beton-schalen. Die Praktiken und Verfahren für den Transfer von radioaktivem Abfall wurden geändert,
- 1 Vorfall (2014) im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung des „Zone Orange“-Prozesses beim Transfer eines Containers mit radioaktiven Abfällen. Es gab keine Exposition des Personals. Diese Aktivitäten wurden besser identifiziert wurden und sich die damit verbundenen Verfahren weiterentwickelt haben,
- 2 Vorfälle (2019 und 2020) betreffen die Auslösung des Strahlungskontrollportals für Fahrzeuge am Ausgang des Kernkraftwerks bei der Entsorgung eines Containers mit konventionellen Abfällen . Der betreffende Abfall wurde isoliert und Korrekturmaßnahmen wurden umgesetzt. Die betroffenen Unternehmen wurden erneut darauf hingewiesen und der zugehörige Prozess wurde aktualisiert,
- 1 Vorfall (2020) infolge der Überschreitung der von der AdR festgelegten Grenzwerte für die labile Oberflächenaktivität eines Gehäuses. Die Korrekturmaßnahmen, die mit der Verstärkung der radiologischen Kontrollen vor Ort wurden 2020 durchgeführt.

- **Nichteinhaltung einer behördlichen Vorschrift:**

- 1 Vorfall (2014) betrifft die Nichteinhaltung einer Vorschrift bezüglich des Lagerbereichs für kontaminierte Werkzeuge, bestehend aus einer nicht operativen Umsetzung der für den Lagerbereich geltenden behördlichen Anforderungen. Die Korrekturmaßnahmen wurden 2014 umgesetzt,
- 1 Vorfall (2017) steht im Zusammenhang mit dem Fehlen eines Antrags auf behördliche Genehmigung für die Lagerung von Behältern mit sehr schwach radioaktiven Abfällen (TFA) oder kontaminierten Werkzeugen. Präventive Maßnahmen (Führung eines Behälterinventars) wurden 2017 durchgeführt,
- 1 Vorfall (2018) betrifft eine fehlerhafte Konfiguration der Gamma-Spektrometrie-Software, die zu einer fehlerhaften Erfassung der Aktivität der kurzlebigen Gamma-Strahler in den in die Umwelt abgegebenen Abgasen. Die Software wurde neu parametrisiert und die zu niedrig angesetzten Aktivitäten wurden für den betreffenden Zeitraum neu berechnet,
- 1 Vorfall (2019) infolge der Verzögerung bei der Umsetzung des lokalen Programms zur vorbeugenden Instandhaltung der Rohrleitungen für TRICE-Flüssigkeiten. Es wurde ein Plan zur Behebung wurde festgelegt und eine Organisation definiert, um die Durchführung der Maßnahmen sicherzustellen,
- 1 Vorfall (2020) infolge von Mängeln bei der Verwaltung von EIPi-Sensoren, ohne Auswirkungen auf die Umwelt. Die betroffenen Akteure wurden erneut auf die Anforderungen in Bezug auf EIP-Geräte, und die Verfahren im Zusammenhang mit Ableitungen wurden ergänzt.

Das Management von bedeutenden Ereignissen ist gut in das Managementsystem des Kernkraftwerks Tricastin integriert. Es wurde eine wiederkehrende Tendenz bei der Nichtverfügbarkeit von Überwachungsketten für Ableitungen in die Atmosphäre sowie bei automatischen Absperrungen der Ableitung aus Behältern festgestellt, die identifiziert und wirksam behoben wurden. Die bedeutenden Ereignisse werden behandelt und die umgesetzten Maßnahmen sind wirksam.

Die bedeutenden Umweltereignisse im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung werden im Abschnitt „Risiko“ unter § I.1.3.2.3 des vorliegenden Berichts behandelt.

Analyse und Behandlung von Abweichungen vom INB-Erlass

Um den Begriff der Abweichung im Sinne des INB-Erlasses zu verstehen, müssen die folgenden Definitionen aus Artikel 1.3 des INB-Erlasses herangezogen werden:

- Für den Schutz der Interessen wichtiges Element (EIP): „Für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz) wichtiges Element, d. h. eine Struktur, eine Anlage, ein System (geplant oder ungeplant), Material, eine Komponente oder Software, die in einer Kernkraftanlage vorhanden ist oder unter der Verantwortung des Betreibers steht und eine Funktion erfüllt, die für den in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Nachweis erforderlich ist, oder die kontrolliert, dass diese Funktion gewährleistet ist.“
- Für den Schutz der Interessen wichtige Tätigkeit (AIP): „Für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen wichtige Tätigkeit (Sicherheit, Gesundheit und öffentliche Gesundheit, Schutz der Natur und der Umwelt), d. h. eine Tätigkeit, die zu den in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten technischen oder organisatorischen Bestimmungen beiträgt oder diese beeinflussen kann.“
- Definierte Anforderung: „Anforderung an ein für den Schutz wichtiges Element (EIP), damit es mit den erwarteten Eigenschaften die in der gemäß Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Funktion erfüllt, oder an eine schutzrelevante Tätigkeit, damit diese ihren Zielen im Hinblick auf diesen Nachweis entspricht.“

- Abweichung: „Nichteinhaltung einer definierten Anforderung oder Nichteinhaltung einer vom Integrierten Managementsystem (IMS) des Betreibers festgelegten Anforderung, die sich auf die „Bestimmungen gemäß Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs“.

Das Kernkraftwerk Tricastin verfügt als Betreiber einer INB über ein Integriertes Managementsystem (IMS), das die Berücksichtigung der Anforderungen zum Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen gewährleistet; ebenso wie über Listen der EIP und AIP.

Die seit Inkrafttreten des INB-Erlasses am 1. Juli 2013 gemeldeten bedeutenden Ereignisse wurden einer Analyse unterzogen, um diejenigen zu identifizieren, die eine Abweichung im Sinne des INB-Erlasses darstellen, die mit der Nichteinhaltung einer festgelegten Anforderung zusammenhängt, sowie diejenigen, die eine Abweichung darstellen, die mit der Nichteinhaltung einer vom SGI festgelegten Anforderung.

Die Analyse der wesentlichen Ereignisse im Hinblick auf Abweichungen im Sinne des INB-Erlasses ergibt Folgendes:

So fallen unter den analysierten wesentlichen Ereignissen die Abweichungen vom INB-Erlass in folgende Kategorien:

- bei 17 Ereignissen auf die Nichteinhaltung einer vom SGI festgelegten Anforderung,
- bei einem Vorfall, bei Nichteinhaltung einer für eine AIP festgelegten Anforderung,
- bei 3 Vorfällen die Nichteinhaltung einer für ein EIP festgelegten Anforderung.

Für diese Abweichungen wurden Maßnahmen ergriffen, deren Wirksamkeit durch das Ausbleiben von Wiederholungen belegt ist.

2.2.2 Konformität der EIPI mit ihren definierten Anforderungen: Kernkraftwerk Tricastin

Die für den Schutz der Interessen vor Nachteilen wichtigen Elemente (EIPI) und die damit verbundenen festgelegten Anforderungen sind seit dem ¹ Juli 2013, dem Datum des Inkrafttretens des INB-Erlasses, auf dem Standort Tricastin genau festgelegt und referenziert.

Im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung unterhält EDF ein den Herausforderungen angemessenes System, um die Nachteile, die seine Anlagen für die geschützten Interessen mit sich bringen, zu kontrollieren.

So hat EDF seit 2016 Faktoren identifiziert, die zur Umwelleistung beitragen. Dabei handelt es sich um technische Maßnahmen, die eine optimierte Bewältigung von Nachteilen ermöglichen (Beispiele: Recycling- und Aufbereitungsanlagen).

Unter diesen Elementen hat EDF neue EIPI im Sinne der Vorschriften identifiziert. Diese neuen Elemente werden seit 2016 auf Standortebene integriert.

Die EIPI des Kernkraftwerks Tricastin sind:

- für die Ableitung radioaktiver und chemischer Abwässer:
 - Einrichtungen zur Begrenzung der Ableitungen:
 - * Ableitungsventile oder -pumpen,
 - * Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung (Füllstand, Durchfluss, pH-Wert, Aktivität),
 - Vorrichtungen zur Messung der Temperatur und des Durchflusses des aufnehmenden Gewässers,
- für die Ableitung von Abgasen:
 - Ventile zur Durchführung koordinierter Ableitungen,
 - Komponenten zur Gewährleistung einer effizienten Abgasbehandlung,
 - Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung der Ableitungen,

- für den Abtransport konventioneller Abfälle aus dem Kernkraftwerk: die C3-Kontrollbrücken für Fahrzeuge.

Für ein EIPi ist eine definierte Anforderung eine Anforderung, die diesem EIPi zugewiesen wird, damit es mit den erwarteten Eigenschaften die im Nachweis zum Schutz der Interessen vorgesehene Funktion erfüllt. Seine ordnungsgemäße Funktion wird bei jeder Nutzung oder durchgeführten Freisetzung und/oder bei den regelmäßigen Prüfungen oder Funktionstests überprüft. Bei Nichtverfügbarkeit eines EIPi gewährleistet die Anwendung der festgelegten Vorgehensweise die Aufrechterhaltung der Funktion des EIPi oder die Beendigung der Auswirkungen oder Beeinträchtigungen. Der Nachweis des Schutzes der Interessen wird somit nicht beeinträchtigt und führt nicht zu einer Abweichung im Sinne des INB-Erlasses. Umgekehrt gilt die Nichtbeachtung eines Verhaltensleitfadens für ein EIPi als Abweichung im Sinne des INB-Erlasses.

Es ist zu beachten, dass die Nichtverfügbarkeit der EIPi einen Notbetrieb darstellt, dessen Akzeptanz je nach den Herausforderungen im Hinblick auf die geschützten Interessen zeitlich begrenzt ist. In diesem Zusammenhang wird die Nichtverfügbarkeit der EIPi über ein Tool zur Erfassung von Störungsmeldungen erfasst, und die Reparaturfristen sind mit den Herausforderungen vereinbar und diesen angemessen.

Wie in Abschnitt I-1.2.1 „Analyse der Erfahrungswerte“ beschrieben, wurden die seit Inkrafttreten des INB-Erlasses (1. Juli 2013) gemeldeten meldepflichtigen Ereignisse einer Analyse unterzogen, um diejenigen zu identifizieren, die eine Abweichung von diesem Erlass darstellen. Unter den analysierten bedeutenden Ereignissen gab es eine Abweichung im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung einer für eine EIPi festgelegten Anforderung (mangelhafte Bearbeitung eines Durchflussalarms im Jahr 2017). Diese Abweichung wurde als bedeutendes Ereignis gemeldet, und es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, die im Jahr 2017 abgeschlossen wurden.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen stützt sich auch auf vorbeugende Maßnahmen zur Überwachung und Wartung der EIPi (Beispiele: Wartungsprogramme, regelmäßige Prüfungen).

Die Überprüfung der Konformität dieser Maßnahmen mit den festgelegten Anforderungen für die EIPi des in Betrieb befindlichen Reaktors 3 und die gemeinsamen EIPi des Kernkraftwerks Tricastin umfasste die Überprüfung folgender Punkte:

- die Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen wurden fristgerecht geplant,
- diese Maßnahmen vor Ort ordnungsgemäß durchgeführt wurden,
- die Ergebnisse dieser Maßnahmen zufriedenstellend sind und, falls nicht, dass eine Vorgehensweise festgelegt wurde.

Es ist anzumerken, dass diese Anlagen im Normalbetrieb wiederholt beansprucht werden und von vorbeugenden Überwachungs- und Wartungsmaßnahmen profitieren; daher erscheint es nicht notwendig, anlässlich der Überprüfung zusätzliche Kontrollen durchzuführen. Je nach den Ergebnissen der im Rahmen der Überprüfung durchgeführten Analysen kann jedoch bei Bedarf eine eingehendere Analyse durchgeführt werden.

Das Ergebnis des an den Bauwerken durchgeführten Kontrollprogramms wird im Abschnitt „Risiken“ dargestellt (siehe Abschnitt 1 – Kapitel 1 – Abschnitt 1). Dies entspricht teilweise der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A].

Die im Rahmen der⁴ periodischen Überprüfung durchgeführten Kontrollen zeigen, dass alle vorgesehenen Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen geplant und vor Ort durchgeführt wurden. Die Ergebnisse sind durchweg zufriedenstellend. Es sind keine zusätzlichen Überprüfungen erforderlich.

Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPi sowie die damit verbundenen In-situ-Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen einzuhalten.

2.2.3 Zusätzliche Kontrollen der Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallkonditionierung

In Anwendung der Vorschrift [INC-A] des Beschlusses Nr. 2021-DC-0706 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Februar 2021, der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde, legt EDF die Ergebnisse der Kontrollen vor, die an den nicht-EIPI-Anlagen durchgeführt wurden, die an der Abwasserbehandlung und der Abfallkonditionierung beteiligt sind.

Das Ergebnis dieser Kontrollen für Reaktor 3 und die gemeinsamen Bereiche der Blöcke 3 und 4 zeigt, dass etwa 53 Wartungs- oder Kontrollmaßnahmen an den 33 identifizierten Anlagen geprüft wurden:

- In 79,3 % der Fälle sind die Ergebnisse der kürzlich durchgeführten Kontroll- oder Wartungsarbeiten an den Anlagen zufriedenstellend,
- in 7,5 % der Fälle sind Kontrollen durchzuführen, die für das Jahr 2023 geplant sind,
- in 13,2 % der Fälle ist im Rahmen unserer Basiswartungsprogramme keine vorbeugende Wartung erforderlich. Für diese Anlagen sind eher korrektive Wartungsmaßnahmen geeignet.

Die Ergebnisse der Kontrollen und Wartungsarbeiten sowie die Prüfung der in den letzten 10 Jahren aufgrund von Materialfehlern ausgestellten Arbeitsaufträge lassen uns zu dem Schluss kommen, dass die Kontroll- und Wartungsprogramme, denen die Anlagen unterliegen, ausreichend sind.

2.2.4 Beherrschung der Nachteile zum Schutz der Interessen

Dieser Abschnitt präsentiert eine Bilanz der letzten zehn Jahre hinsichtlich der Beherrschung von Nachteilen durch das Kernkraftwerk Tricastin, der erzielten Verbesserungen bei der Beherrschung von Umwelt- und Gesundheitsauswirkungen sowie der im Rahmen des kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ergriffenen Maßnahmen.

2.2.4.1 Bilanz der Wasserentnahmen und des Wasserverbrauchs

Um seinen Wasserbedarf zu decken, greift das Kernkraftwerk Tricastin auf drei verschiedene Quellen zurück:

- Süßwasser,
- Grundwasser,
- Trinkwasser.

Das Süßwasser aus der Rhône wird zur Kühlung der Kondensatoren, der Turbogeneratoren und der Hilfskreisläufe verwendet. Da es sich beim Kühlkreislauf des Kernkraftwerks Tricastin um einen offenen Kreislauf handelt, wird die gesamte für die Kühlung entnommene Wassermenge wieder abgeleitet, mit Ausnahme der Mengen, die für den Brauchwasserverbrauch (hauptsächlich zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser) entnommen werden.

Das Grundwasser aus dem Grundwasserspiegel wird zur Bewässerung von Flächen und zur Anhebung des internen geotechnischen Grundwasserspiegels des Kernkraftwerks verwendet, das über den Donzère-Mondragon-Kanal gespeist wird, sowie in geringerem Maße für verschiedene Bewässerungsvorgänge und die letzte zusätzliche Wasserpumpenanlage. Diese Pumpenlösung, die als Reaktion auf die Erfahrungen aus dem Unfall von Fukushima entwickelt wurde, ermöglicht es, die Restleistung des Reaktors und des Brennelement-Lagerbeckens im Falle eines Ausfalls der Kühlquelle dauerhaft abzuführen.

Trinkwasser aus dem kommunalen Netz von Bollène wird für den normalen Bedarf (Verpflegung, Trinkbrunnen, Sanitäranlagen) verwendet.

Tabelle 3 zeigt die Entwicklung der Entnahmen und des Verbrauchs von Süßwasser, Grundwasser und Trinkwasser im Kernkraftwerk von 2012 bis 2021.

JAHR	ENTNOMMENES KÜHLWASSERVOLUMEN	ENTNOMMENES WASSERVOLUMEN FÜR DEN INDUSTRIELLEN VERBRAUCH	ENTNOMMENES GRUNDWASSERVOLU MEN	ENTNOMMENES TRINKWASSERVOLUMEN
	Schätzung in m³/Jahr	m³/Jahr	m³/Jahr	m³/Jahr
2012	4 870 000 000	501 257	77 030	61 933
2013	4.890.000.000	458 261	77.700	111.552
2014	4.820.000.000	531 456	89.048	45 500
2015	4.900.000.000	514 656	149.994	31.000
2016	4.870.000.000	516 327	120.084	42.318
2017	5.260.000.000	618 572	183 089	36.702
2018	4.814.000.000	594 106	164 146	24 798
2019	4.054.000.000	621 127	198 768	34 042
2020	4.782.000.000	628 300	221 267	29 928
2021	4.571.000.000	634 122	178 368	45.665
Durchschnitt	4.783.100.000	561 818	145 949	46 344

Tabelle 3 – Wasserentnahmen und -verbrauch des Kernkraftwerks Tricastin von 2012 bis 2021

Im Durchschnitt des Zeitraums 2012–2021 hat das Kernkraftwerk Tricastin für den Betrieb von vier Reaktoren mit einer Leistung von jeweils 900 MWe durchschnittlich 4.783.100.000 m³/Jahr Süßwasser entnommen und anschließend an der Einleitungsstelle wieder zurückgeführt. Die für die Kühlung erforderlichen Wassermengen sind seit 10 Jahren stabil geblieben, mit Ausnahme des Jahres 2019, in dem die siebenmonatige Abschaltung des Reaktors Nr. 1 in Tricastin für die zehnjährige Inspektion zu einem Rückgang des Verbrauchs führte.

Der Frischwasserverbrauch für industrielle Zwecke lag in den letzten 10 Jahren im Durchschnitt bei 561.818 m³/Jahr. Die Entnahmen bleiben im Jahresvergleich im Durchschnitt stabil. Wir können jedoch seit 2017 einen Anstieg des zusätzlichen Verbrauchs um etwa 15 % feststellen. Dies lässt sich durch die Notwendigkeit der gleichzeitigen Abschaltung aller vier Reaktoren in Tricastin im Jahr 2017 sowie durch eine größere Anpassungsfähigkeit der Kernstromerzeugung an die nationale Stromerzeugung erklären. Die häufigeren Abschaltungen der vier Reaktoren von Tricastin zum Zwecke der Brennstoffersparnis oder der Regulierung des Stromnetzes führen zu einem Anstieg des Brauchwasserbedarfs.

Der Grundwasserverbrauch hängt hauptsächlich von den klimatischen und hydrologischen Bedingungen (Pegel der Rhône und des Alluvialgrundwassers) sowie von der Steuerung des damit verbundenen internen Grundwasserspiegels und dem Bewässerungsbedarf der Grünflächen des Kernkraftwerks ab. Der Anstieg der Entnahmemenge zwischen den Jahren 2012–2013 und den Folgejahren ist auf eine Änderung unseres Verfahrens zur Steuerung des internen Grundwasserspiegels zurückzuführen. Im Durchschnitt der letzten zehn Jahre hat das Kernkraftwerk Tricastin 146.000 m³/Jahr entnommen.

Was das Trinkwasser betrifft, so verbraucht das Kernkraftwerk Tricastin durchschnittlich 46 344 m³ pro Jahr.

Dieser Verbrauch ist in den letzten 10 Jahren relativ stabil geblieben, mit Ausnahme der Jahre 2012 und 2013, in denen eine umfangreiche Stilllegung von Reaktorblöcken stattfand, wodurch mehr Mitarbeiter im Kernkraftwerk beschäftigt waren, sowie aufgrund eines Lecks im Leitungsnetz, das behoben wurde.

Ergriffene Maßnahmen

Der Einsatz mobiler Kläranlagen auf dem Gelände trägt dazu bei, die Nachspeisungen und Ableitungen von entmineralisiertem Wasser aus dem Sekundärkreislauf zu reduzieren und somit die für den industriellen Verbrauch entnommene Wassermenge zu verringern.

Eine mobile Kläranlage besteht aus einer Vorfilterung, einem Harzbehälter vom Typ „Mischbett“ und einer Nachfilterung (Harzfalle). Sie ist über eine dauerhafte Vorrichtung an den Sekundärkreislauf angeschlossen.

Der Einsatz mobiler Kläranlagen ermöglicht es, die Wasserqualität des Sekundärkreislaufs bei Reaktor-Neustarts sowie die Lebensdauer dieses Kreislaufs zu verbessern. Er ermöglicht zudem eine erhebliche Reduzierung der bei Neustarts verbrauchten Mengen an entmineralisiertem und aufbereitetem Wasser (SER). Durch eine kürzere Neustartzeit erhöht er die Verfügbarkeit der Anlagen.

Die mobilen Kläranlagen wurden ab 1992 in den vier Reaktoren des Kernkraftwerks Tricastin eingesetzt.

2.2.4.2 Bilanz der Abwasserableitungen

2.2.4.2.1 Bilanz der Ableitungen radioaktiver Abwässer

Die von einem Kernreaktor erzeugte Energie stammt aus der Kernspaltung. Im Reaktor entstehen radioaktive Stoffe (Radionuklide), von denen nur ein winziger Teil in den Abwässern zu finden ist. Die Abwässer werden anschließend behandelt und/oder zwischengelagert, bevor sie unter Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften in flüssiger oder gasförmiger Form abgeleitet werden.

Die fünf Kategorien der freigesetzten Radionuklide sind: Kohlenstoff-14, Tritium, Edelgase, Jodverbindungen und sonstige Spalt- oder Aktivierungsprodukte (PF bzw. PA), die Beta- oder Gammastrahlung emittieren („sonstige PF/PA“).

Die Ableitung radioaktiver Abfälle in gasförmiger Form erfolgt über die Schornsteine der Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN). Die Ableitung radioaktiver Abfälle in flüssiger Form erfolgt nach einer Vorverdünnung im Ableitungskanal in den Kanal von Donzère-Mondragon.

Unabhängig vom Ableitungsweg werden die anfallenden gasförmigen oder flüssigen Abfälle selektiv gesammelt, bevor sie den entsprechenden Aufbereitungssystemen zugeführt werden.

Kohlenstoff-14

Kohlenstoff-14 entsteht im Wesentlichen durch die Aktivierung von im Wasser des Primärkreislaufs gelöstem Sauerstoff-17 und Stickstoff-14 sowie durch die Aktivierung des im Brennstoff vorhandenen Sauerstoff-17.

Kohlenstoff-14 in flüssiger Form wird hauptsächlich über Filter und Harze oder in den Konzentraten des Verdampfungssystems zur Abwasserbehandlung zurückgehalten. Folglich gelangt nur ein geringer Teil des ursprünglich in den Kreisläufen in flüssiger Form vorhandenen Kohlenstoff-14 in die flüssigen Ableitungen.

Kohlenstoff-14 in gasförmiger Form stammt hauptsächlich aus der Entgasung der flüssigen Abwässer aus dem Primärkreislauf. Die Freisetzungen von Kohlenstoff-14 auf gasförmigem Weg sind gegenüber dem flüssigen Weg vorherrschend.

Die Kohlenstoff-14-Emissionen des Kernkraftwerks Tricastin sind über einen Zeitraum von zehn Jahren insgesamt stabil und liegen in der Größenordnung von 378 GBq/Jahr bis 610 GBq/Jahr über die Luft sowie bei einer durchschnittlichen Aktivität von etwa 44,5 GBq/Jahr über den Abwasserkanal.

Diese Werte für die Freisetzung von Kohlenstoff-14 wurden für den Zeitraum von 2010 bis 2016 berechnet und anschließend für die Jahre 2017 bis 2019 gemessen. Tatsächlich hat EDF Maßnahmen ergriffen, um die Zuverlässigkeit der Probenahme und Messung von Kohlenstoff-14 in flüssigen und atmosphärischen Abfällen nachzuweisen. Somit wird die Bilanz der Kohlenstoff-14-Emissionen auf der Grundlage der seit dem 1. Januar 2017 in flüssigen und atmosphärischen Abfällen gemessenen Aktivitäten erstellt.

Tritium

Tritium entsteht durch Kernspaltung in den Brennstäben sowie durch neutronische Aktivierung von Bor-10 und Lithium-6 (chemische Substanzen, die zur Konditionierung der Primärflüssigkeit zugesetzt werden) im Wasser des Primärkreislaufs.

Die Tritiumproduktion ist ein charakteristisches Merkmal von Druckwasserreaktoren. Sie wird durch verschiedene Maßnahmen kontrolliert:

- die Ummantelung aus einer Zirkoniumlegierung, die es ermöglicht, fast das gesamte durch Kernspaltung in den Brennstäben erzeugte Tritium einzuschließen,
- die Verwendung von mit Lithium-7 angereichertem Lithium, um die Tritiumproduktion im Wasser des Primärkreislaufs durch neutronische Aktivierung von Lithium-6 zu reduzieren.

Derzeit gibt es keine technisch und wirtschaftlich tragfähigen industriellen Verfahren, um das in den Abwässern enthaltene Tritium in den in den Anlagen vorkommenden Konzentrationen zu entfernen. Aufgrund fehlender industrieller Aufbereitungsmöglichkeiten und seiner geringen Radiotoxizität (niedrigenergetischer Beta-Strahler) wird das Tritium vollständig in die Umwelt freigesetzt.

Die über Flüssigkeit freigesetzte Tritiumaktivität spiegelt in erster Linie die Schwankungen der von den vier Reaktoren erzeugten elektrischen Leistung wider.

Die Tritiumfreisetzungen auf gasförmigem Wege sind hauptsächlich auf die Verdunstung von tritiumhaltigem Wasser aus den Brennelement-Lagerbecken und den Reaktorgebäuden während der Reaktorstillstände zurückzuführen. Wie in der Tritium-Doktrin empfohlen, muss die Freisetzung von Tritium während der Brennelementwechsel vermieden werden, indem die Tritiumaktivität im Primärkreislauf vor dem Öffnen des Reaktordruckbehälters verringert wird. Die Kernkraftwerke widmen daher in diesem Zusammenhang der Tritiumaktivität in den verschiedenen Behältern besondere Aufmerksamkeit.

Die Absaugung durch Belüftung der Deckenräume von Behältern, die tritiumhaltige Abwässer enthalten, insbesondere der Zwischenbehälter für die Primärabwasseraufbereitung (TEP), trägt ebenfalls zur Freisetzung von Tritium auf gasförmigem Wege bei, allerdings in geringem Umfang. Tatsächlich verhindert auf der 900-MWe-Stufe ein „Atemventil“ an der Entlüftungsleitung den Austausch der Atmosphäre in den Behältern außerhalb der Entleerungs- und Befüllungsphasen.

Das Kernkraftwerk Tricastin hat verschiedene Optimierungsmaßnahmen im Zusammenhang mit der Entsorgung tritiumhaltiger Abwässer durchgeführt:

- Verbesserung der Messung der gasförmigen Tritiumfreisetzungen durch die Installation neuer Tritiumentnahmesysteme (gekühlte Sprudler) an den Kaminen der BAN. Diese Verbesserung führt zu einem Anstieg der gemeldeten Freisetzungen, ohne dass die tatsächlichen Freisetzungen gestiegen sind. Diese neuen Tritium-Probenahmesysteme wurden im Juli 2008 im Kernkraftwerk Tricastin installiert,
- Anwendung der Tritium-Richtlinie seit 2008, die festgelegt wurde, um allgemeine Regeln für einen ordnungsgemäßen Umgang mit Tritium zu definieren. Diese Richtlinie enthält Bestimmungen zur Begrenzung der Ableitungen von Tritiumhaltigen Wasserdampf zu vermeiden und stattdessen die Ableitung von Tritium in flüssiger Form zu bevorzugen.

All diese Maßnahmen erklären zum großen Teil die Entwicklung der in die Atmosphäre freigesetzten Tritiumaktivität der vier Reaktoren des Kernkraftwerks Tricastin, dargestellt in Abbildung 3, die die gleitenden 3-Jahres-Durchschnitte über den Bezugszeitraum angibt, um den Einfluss der Zyklusdauern (Brennstoffmanagement nach dem MOX-Prinzip, Zyklusdauer von etwa 12 Monaten, der bei einem Kernkraftwerk mit 4 Reaktoren wie Tricastin das Vor- und/oder das Folgejahr überlappen kann). Die in gasförmigem Tritium freigesetzte Aktivität beträgt zwischen 2012 und 2021 durchschnittlich 1391 GBq pro Jahr.

Abbildung 3 zeigt die jährliche Tritiumaktivität, die vom Kernkraftwerk Tricastin im Zeitraum 2012–2021 in die Atmosphäre freigesetzt wurde.

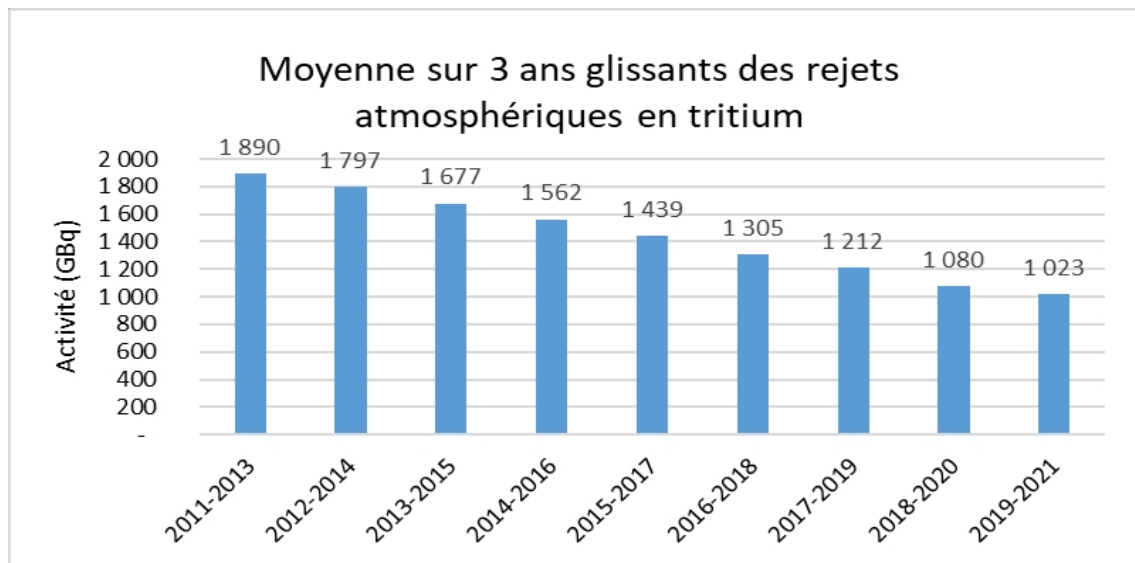


Abbildung 3 – In die Atmosphäre freigesetzte Tritiumaktivität (GBq/gleitender 3-Jahres-Durchschnitt)

Seit 2010 ist ein deutlicher Rückgang der Tritiumemissionen in die Atmosphäre zu verzeichnen, der auf die Umsetzung aller oben genannten Maßnahmen zurückzuführen ist.

Ergriffene Maßnahme

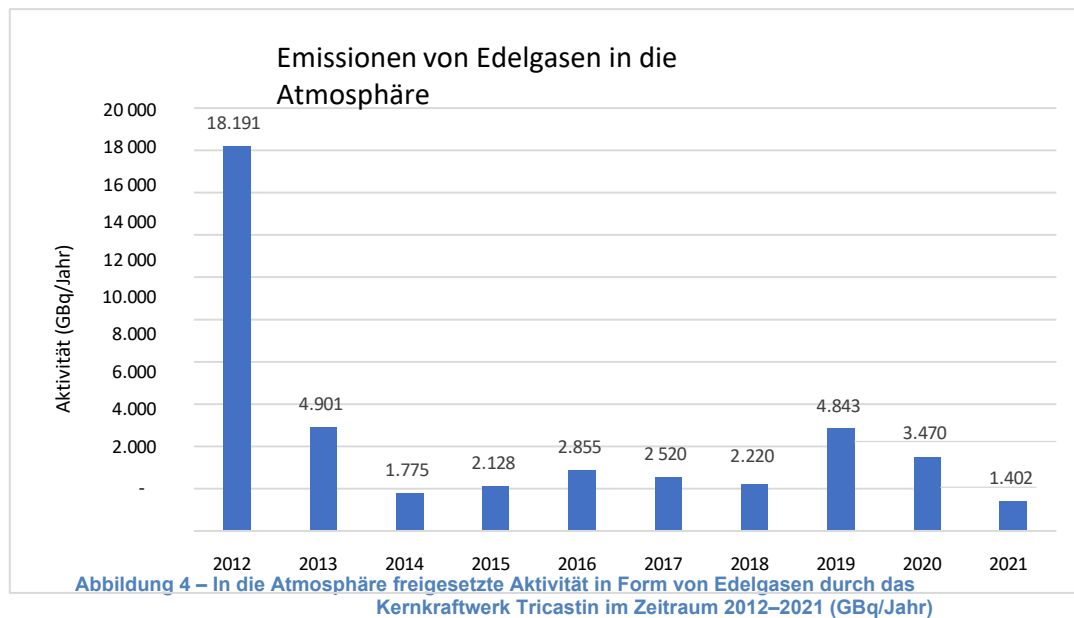
Die dosimetrischen Auswirkungen der Tritiumemissionen aus Kernkraftwerken hängen von der physikalisch-chemischen Form ab, in der das Tritium freigesetzt wird: tritiumhaltiges Wasser oder Wasserdampf, tritiumhaltiges Wasserstoff oder an organische Moleküle gebundenes Tritium.

Sowohl in Frankreich als auch auf internationaler Ebene ist nachgewiesen, dass das in den atmosphärischen Abgasen von Druckwasserreaktoren (DWR) freigesetzte Tritium überwiegend in Form von tritiiertem Wasserdampf vorliegt. In den flüssigen Abfällen dieser Reaktoren liegt das Tritium überwiegend in Form von tritiiertem Wasser vor. EDF hat in Zusammenarbeit mit einem Universitätslabor eine Messmethode entwickelt, mit der die verschiedenen in den flüssigen Abfällen vorhandenen organischen Formen getrennt werden können, hat Tritiummessungen mittels Szintillation mit geringem Hintergrundrauschen durchgeführt und so potenziell tritiumhaltige organische Formen identifiziert. Die erzielten Ergebnisse lassen keine tritiumhaltigen organischen Formen in den freigesetzten Abfällen erkennen.

Edelgase

Die in den in die Atmosphäre freigesetzten radioaktiven Abwässern enthaltenen Edelgase sind Spaltprodukte. Die wichtigsten bei der Spaltreaktion entstehenden Edelgase sind Xenon-133, Xenon-135, Krypton-85, Argon-41 und Xenon-131m. Sie verbleiben größtenteils in der Brennstoffhülle eingeschlossen. Eine geringe Menge kann jedoch bei einer Mikroleckage der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und so in die Abwässer gelangen. Die in den Lagerbehältern gesammelten Abwässer werden mindestens 30 Tage lang durch radioaktiven Zerfall behandelt; dies ist die vorgeschriebene Dauer, damit die Radioaktivität vor der Ableitung ausreichend abklingen kann.

Abbildung 4 zeigt die jährliche Aktivität der vom Kernkraftwerk Tricastin im Zeitraum 2012–2021 freigesetzten Edelgase.



Die Schwankungen der freigesetzten Aktivität in Edelgasen von Jahr zu Jahr sind hauptsächlich auf den Dichtheitszustand der Hüllrohre zurückzuführen. Defekte Brennelemente werden bei den Brennelementwechseln systematisch ausgetauscht.

Die in den Jahren 2012–2021 freigesetzte Aktivität in Edelgasen ist relativ gering und stabil, mit Ausnahme des Jahres 2012, was hauptsächlich auf den Dichtheitszustand der Hüllrohre der Reaktoren Nr. 1, 2 und 4 im Jahr 2012 zurückzuführen ist.

Ab 2013 konnten die beobachteten niedrigen Emissionswerte dank einer Reihe von Maßnahmen erreicht werden, darunter insbesondere:

- der Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen,
- die Umsetzung von Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Kreisläufe, in denen radioaktive Gase zirkulieren,
- die Möglichkeit, die Aktivität kurzlebiger Radionuklide durch eine verzögerte Freisetzung der Kapazitäten abklingen zu lassen,
- Verbesserungen hinsichtlich der Überwachung und des Austauschs defekter Brennelemente.

Jod

Das in den radioaktiven Abwässern des Kernkraftwerks (hauptsächlich Jod-131 und Jod-133) enthaltene Jod ist ein Spaltprodukt, das im Brennstoff durch die Spaltung von Uran- und Plutoniumatomen entsteht. Es verbleibt zum größten Teil in der Brennstoffhülle eingeschlossen. Eine geringe Menge kann jedoch bei einer Mikroleckage der Hülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und somit in den Abwässern wiederzufinden sein.

Das in den flüssigen radioaktiven Abwässern enthaltene Jod wird durch die Abwasseraufbereitungssysteme (Filtration, Entmineralisierung mit Harzen, Trennung durch Verdampfung) wirksam zurückgehalten. Jod-131 und Jod-133 haben kurze Halbwertszeiten (8 Tage bzw. 21 Stunden) und zerfallen daher schnell. Das in den radioaktiven Abgasen enthaltene Jod wird durch den Durchlauf durch Jodfallen (Aktivkohle) und Hochleistungsfilter (HEPA) zurückgehalten und anschließend in Lager- und Kontrollbehälter geleitet, um den radioaktiven Zerfall ablaufen zu lassen.

Abbildung 5 zeigt die jährliche Jodaktivität, die vom Kernkraftwerk Tricastin im Zeitraum 2012–2021 in die Atmosphäre freigesetzt wurde.

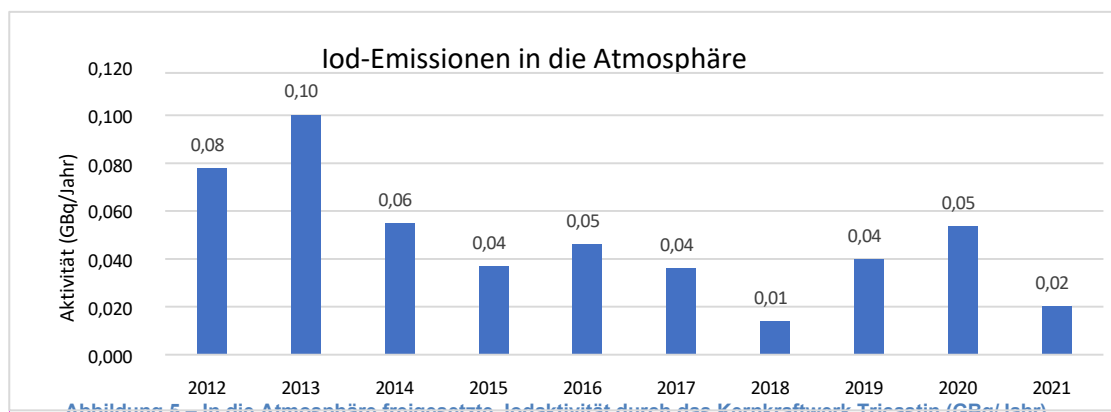


Abbildung 5 – in die Atmosphäre freigesetzte Jodaktivität durch das Kernkraftwerk Tricastin (GBq/Jahr)

Die in die Atmosphäre freigesetzten Jodaktivitäten sind im Zeitraum 2012–2021 relativ gering und stabil.

Abbildung 6 zeigt die jährliche Jodaktivität, die vom Kernkraftwerk Tricastin im Zeitraum 2012–2021 in flüssigen Abwässern freigesetzt wurde.

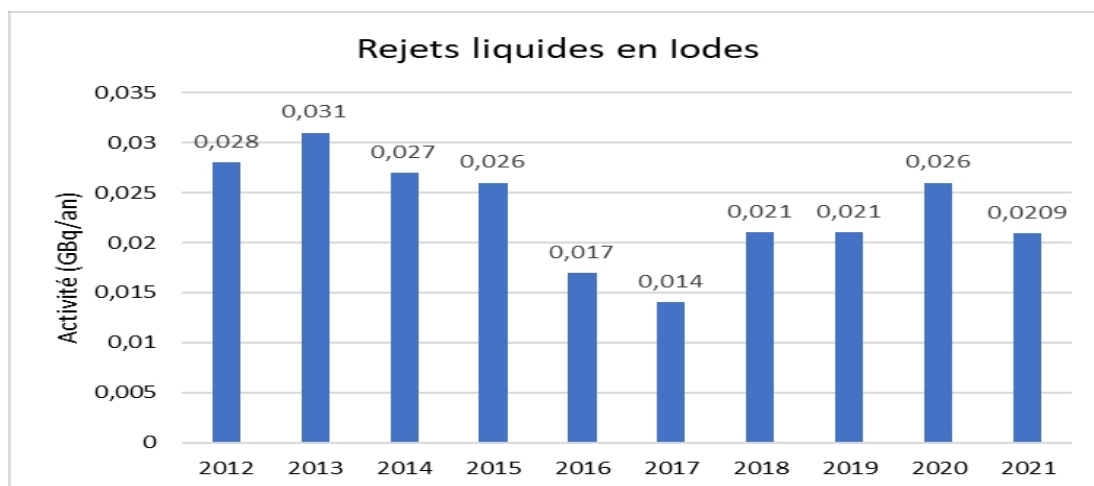


Abbildung 6 – Durch das Kernkraftwerk Tricastin in flüssigen Abwässern freigesetzte Jodaktivität (GBq/Jahr)

Die über flüssige Wege eingeleitete Jodaktivität war im Bezugszeitraum insgesamt stabil, wobei im Durchschnitt der letzten 5 Jahre ein rückläufiger Trend zu verzeichnen war. Dieser Trend lässt sich durch eine verbesserte Steuerung der Zyklen entsprechend dem Dichtheitszustand des Brennstoffs erklären.

Ergriffene Maßnahmen

Ergänzend dazu führt EDF, um die Konformität der Lüftungssysteme hinsichtlich der Einhaltung der Sicherheitskriterien gemäß dem Referenzdokument VD4 für Jodfreisetzungen zu gewährleisten, führt EDF die Änderung PNPP1945 Band A „Einrichtung eines von DVN belüfteten Raums zur Abschirmung der RPE-Ventile mit lokalem Jodrisiko NA 414“ durch, die darin besteht, die identifizierten Räume an eine Absaugung mit Jodfilter anzuschließen. Diese Änderung fällt in den Geltungsbereich der Phase B der VD4 900 und wird in Übereinstimmung mit dem Zeitplan für deren Umsetzung in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin integriert.

Sonstige Beta- oder Gamma-emittierende Spalt- oder Aktivierungsprodukte („sonstige PF/PA“)

Neben den bereits zuvor erwähnten Radionukliden lassen sich die im Prozess vorhandenen radioaktiven Stoffe in zwei Kategorien einteilen: Spaltprodukte (SP) und Aktivierungsprodukte (AP):

- Spaltprodukte (SP) entstehen im Brennstoff durch die Spaltung von Uran- oder Plutoniumatomen. Diese Spaltprodukte sind Radionuklide wie Cäsium-134 und Cäsium-137, die fast vollständig im Brennstoff eingeschlossen bleiben. Eine geringe Menge kann jedoch bei Undichtigkeiten der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und anschließend in den Abwässern
- Aktivierungsprodukte (PA) entstehen außerhalb des Brennstoffs durch die Einwirkung von Spaltneutronen auf die dem Fluss ausgesetzten Komponenten (Reaktorbehälter, Rohrleitungen, Steuerstäbe) sowie auf die chemischen Elemente im Wasser des Primärkreislaufs, wie Bor, Lithium und Korrosionsprodukte, die von den mit dem Primärmedium in Kontakt stehenden Oberflächen freigesetzt werden. Zu den Aktivierungsprodukten zählen insbesondere die Kobaltisotope 58 und 60, Mangan-54, Antimon-124 und Silber-110m.

Die übrigen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gammastrahler, ausgenommen Tritium, Kohlenstoff-14, Jod und Edelgase), die in Form von Aerosolen in den Abgasen vorhanden sind, werden größtenteils von den THE-Filtern (Filtern mit sehr hoher Effizienz) zurückgehalten. Darüber hinaus trägt die Ableitung der Abgase nach radioaktivem Zerfall in den TEG-Lagertanks (RS-Tanks) über einen Zeitraum von mindestens 30 Tagen, mit der Möglichkeit, kurzlebige Radionuklide durch Aufschub der Ableitung zerfallen zu lassen, zur Senkung der in PF/PA abgeleiteten Aktivitätswerte bei.

In den flüssigen Abfällen werden die übrigen Spalt- oder Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gamma-Strahler außer Tritium, Kohlenstoff-14, Jod und Edelgase) größtenteils durch die Aufbereitungssysteme (Filter oder Harze) des kontinuierlichen Wasserreinigungssystems des Primärkreislaufs (RCV-Kreislauf) und der Abwasseraufbereitungssysteme (TEP- und TEU-Kreisläufe). Im gesamten Kraftwerkspark ist die Aktivität dieser von den in Betrieb befindlichen Reaktoren freigesetzten Radionuklide seit 1985 um den Faktor 100 zurückgegangen.

Die Verbesserungen an den Sammel- und Aufbereitungskreisläufen sowie die Bemühungen des Betreibers, die Abwasserproduktion an der Quelle zu reduzieren, erklären dieses Ergebnis. Das erreichte Ableitungsniveau bei PF und PA wird als optimal angesehen.

Abbildung 7 zeigt die jährliche Aktivität anderer Spalt- oder Aktivierungsprodukte, Beta- oder Gamma-Strahler („andere PF/PA“), die vom Kernkraftwerk Tricastin im Zeitraum 2012–2021 in die Atmosphäre freigesetzt wurden.

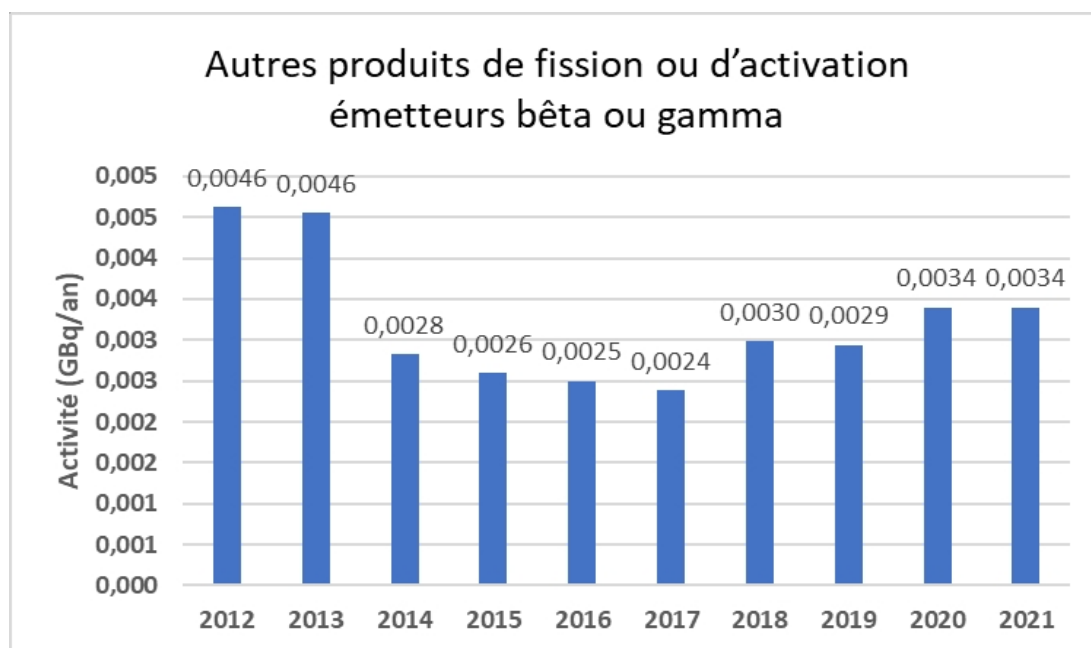


Abbildung 7 – In die Atmosphäre freigesetzte Aktivität anderer PF/PA

Die vorherrschenden Radionuklide in der Kategorie „Sonstige PF/PA“, die in die Atmosphäre freigesetzt werden, sind die Kobaltisotope 58 und 60 sowie die Cäsiumisotope 134 und 137, die zusammen mehr als 90 % der gemessenen Aktivität ausmachen.

Abbildung 8 zeigt die jährliche Aktivität anderer Spalt- oder Aktivierungsprodukte, Beta- oder Gammastrahler („andere PF/PA“), die vom Kernkraftwerk Tricastin im Zeitraum von 2012 bis 2021 in flüssige Abwässer freigesetzt wurden.

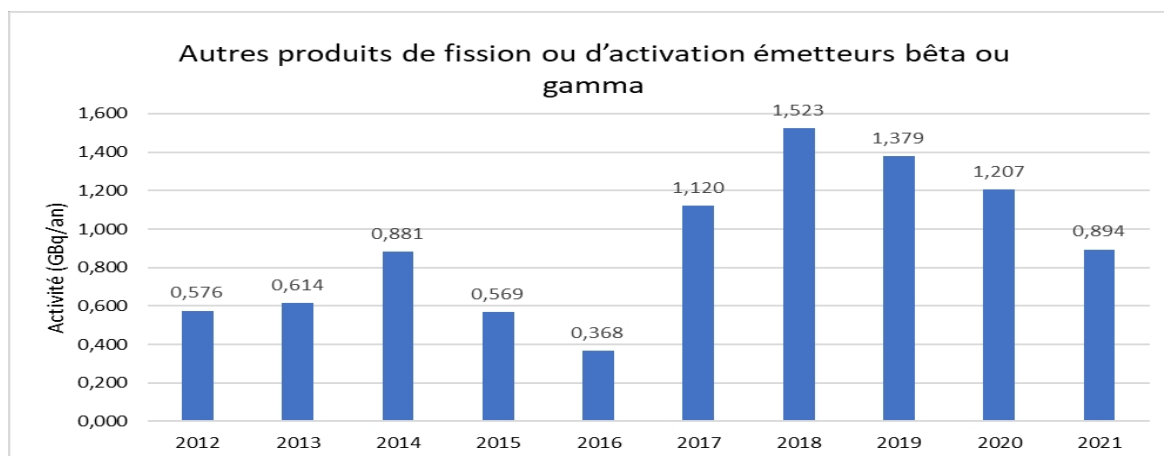


Abbildung 8 – Aktivität anderer PF/PA, die in flüssigen Abwässern freigesetzt wird

Die vorherrschenden Radionuklide in der Kategorie „sonstige PF/PA“ sind Kobalt-60, Silber-110m und Nickel-63, die etwa 80 % der gemessenen Aktivität ausmachen.

Die höheren Werte lassen sich erklären durch:

- 2014: Bei der zehnjährigen Inspektion von Block 4 fielen radioaktivere Abwässer an.
- Von 2017 bis 2020: Ausfälle der TEU-Verdampfer (Abfallbehandlungssystem) führten zu einer Abfallbewirtschaftung über drei aufeinanderfolgende Jahre, sowohl zufällig als auch planmäßig für Inspektionen, In den TEU-Verdampfern hat das Kernkraftwerk unbehandelte Abwässer gelagert. Die Bewirtschaftung und Aufbereitung dieser über einen Zeitraum von drei Jahren gelagerten Abwässer erfolgte parallel zu den jährlichen Reaktorstillständen.

Es ist anzumerken, dass die Nichtverfügbarkeit des Abwasseraufbereitungssystems nicht zu einer unkontrollierten Einleitung in die Umwelt führt. Im Falle einer Störung eines Abwasseraufbereitungssystems wählt das Kernkraftwerk nach einer Risikoanalyse die am besten geeignete Vorgehensweise, um die Einleitungen zu kontrollieren; das Kernkraftwerk hat sich daher dafür entschieden, seine Abwässer zu lagern, um sie später aufzubereiten. Zudem stellen die Aufbereitungssysteme keine endgültigen Barrieren dar, da die Abwässer nach der Aufbereitung analysiert und in Behältern gelagert werden, bevor sie in die Umwelt eingeleitet werden.

Schließlich führt der Betreiber vorbeugende Wartungsmaßnahmen durch, um Ausfälle so weit wie möglich zu vermeiden, und bei Betriebsstörungen kann der Betreiber gegebenenfalls verstärkte Überwachungs- und Wartungsverfahren einleiten. Im Jahr 2019 hat sich das Kernkraftwerk mit einem mobilen TEU-Abwasseraufbereitungssystem ausgestattet, um seine Aufbereitungskapazität während der zeitgleichen Wartungsarbeiten an diesen Anlagen und der Reaktorabschaltung zur Brennelementwechsel zu verstärken, da in diesen Zeiträumen besonders viele Abwässer anfallen.

2.2.4.2.2 Bilanz der Einleitungen chemischer Abwässer

Der Betrieb eines Kernkraftwerks erfordert den Einsatz chemischer Stoffe und führt zur Einleitung von Abwässern in flüssiger Form oder in die Atmosphäre in die Umwelt. Weitere Stoffe, die durch den Verschleiß von Kreisläufen und Anlagen entstehen, werden ebenfalls freigesetzt. Die wichtigsten Parameter, die für die Einleitung chemischer Abwässer des Kernkraftwerks Tricastin repräsentativ sind, sind chemische Einleitungen in flüssiger Form.

Die Stoffe, deren Einleitung in die Umwelt ein Problem darstellt, sind:

- Borsäure, Hydrazin, Stickstoff, Morpholin und Ethanolamin, die bei der Aufbereitung der Primär- und Sekundärkreisläufe anfallen,
- Phosphat aus der Aufbereitung der nuklearen und konventionellen Hilfskreisläufe, hauptsächlich für die Zwischenkühl- und Heißwasserkreisläufe.

In den folgenden Abschnitten wird die mehrjährige Bilanz dieser wichtigsten Stoffe über einen Zeitraum von zehn Jahren sowie die vom Betreiber durchgeführten oder geplanten Optimierungsmaßnahmen dargestellt.

Einleitungen von Borsäure

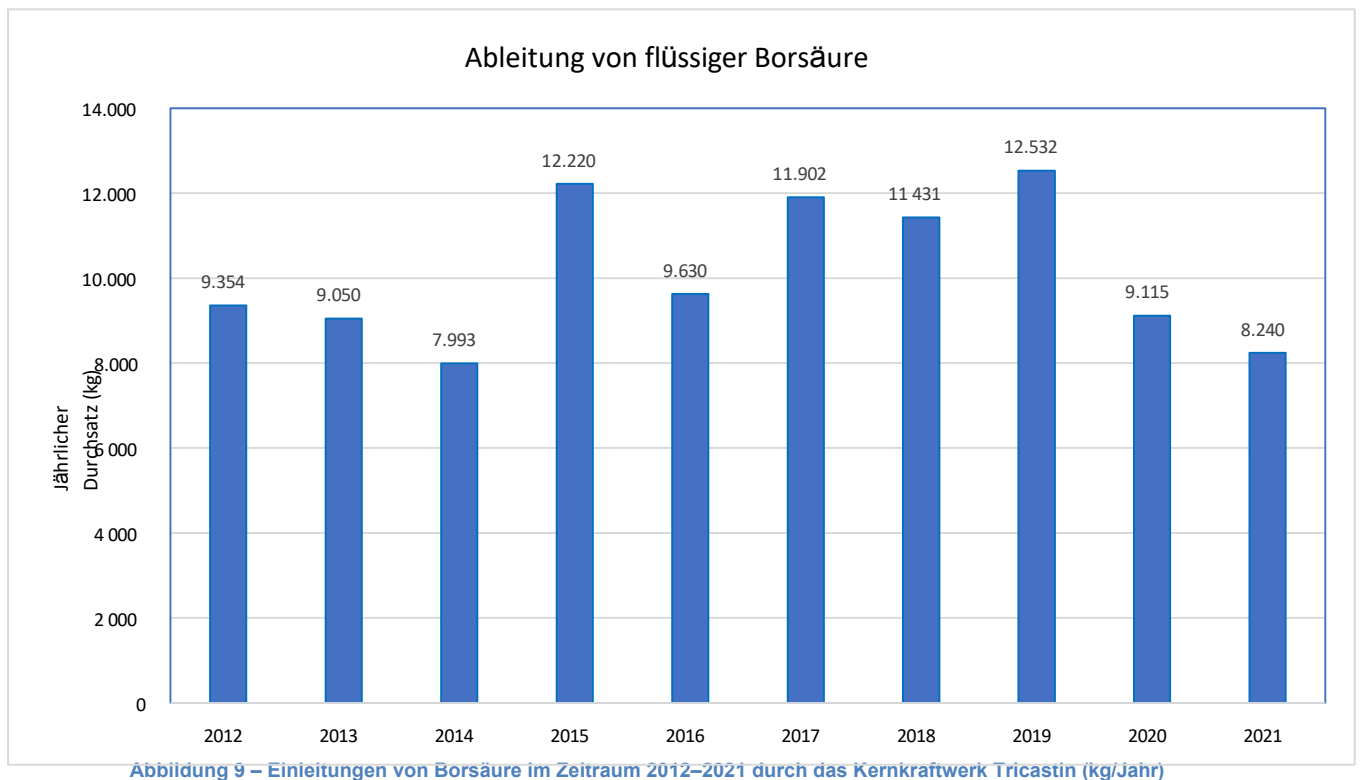
Borsäure (H_3BO_3), die im Wasser des Primärkreislaufs gelöst ist, trägt zusammen mit den Steuerstäben zur Regelung der Kernreaktion bei. Nur Bor-10, ein Isotop, das zu etwa 20 % im natürlichen Bor vorkommt, kann Neutronen absorbieren und dabei (radioaktives) Tritium oder Lithium

⁷ (stabil). Die Borkonzentration im Wasser des Primärkreislaufs schwankt im Laufe des Reaktorzyklus. Der Borgehalt zu Beginn des Zyklus wird anhand von Neutronenparametern und der gewünschten Zyklusdauer bestimmt. Seine Konzentration sinkt im Laufe des Zyklus allmählich, um die Abnutzung des Brennstoffs auszugleichen. Zu diesem Zweck wird es aus dem Primärkreislauf abgeleitet und gelangt in die radioaktiven Abwässer. Im Primärkreislauf entwickelt sich die Konzentration von etwa 1 300 ppm (Bor-Konzentration bei der Divergenz) zu Beginn des Zyklus auf einen Wert nahe Null am Ende des Zyklus (Konzentration von etwa 10 ppm ab dem Übergang in die Zyklusverlängerung des Reaktors).

Die borhaltigen radioaktiven Abwässer aus dem Primärkreislauf können nach Durchlaufen des Primärabwasseraufbereitungssystems (TEP) als Zusatzwasser für den Primärkreislauf wiederverwendet werden. Diese bereits bei der Konzeption vorgesehene Rückführung ermöglicht es, die Menge der abgeleiteten Borsäure zu begrenzen.

Die nicht in den Primärkreislauf zurückgeführte Borsäure (Entkonzentration) sowie die borhaltigen radioaktiven Abwässer, die hauptsächlich bei Probenahmen, Wartungsarbeiten (Entleerung) und der Brennstoffentnahme oder bei Leckagen anfallen, werden dem System zur Aufbereitung radioaktiver Abwässer (TEU) zugeführt. Die Borsäure liegt nach der Behandlung durch Verdampfung oder Harzbindung entweder in Form von festen Abfällen (borhaltige Konzentrate) oder in Form von flüssigem Abwasser in den Lager- und Kontrollbehältern vor der Ableitung vor.

Abbildung 9 zeigt die Borsäureeinleitungen der Kernkraftwerksanlage Tricastin im Zeitraum 2012–2021.



Die durchschnittliche jährliche Freisetzung von Borsäure beträgt im betrachteten Zeitraum 10.147 kg, wobei 2019 mit 12.532 kg die höchste jährliche Freisetzung verzeichnet wurde.

Die jährlichen Borsäureemissionen des Kernkraftwerks Tricastin schwanken. Die Einhaltung der Siliziumdioxid-Spezifikation im Primärkreislauf kann eine Entsalzung des Primärkreislaufs erforderlich machen und somit zeitweise eine bedeutende Quelle für Borsäureeinleitungen darstellen, was für die Jahre 2015, 2017, 2018 und 2019 zu beobachten ist.

Hydrazin-Emissionen

Hydrazin (N_2H_4) wird hauptsächlich im Sekundärkreislauf eingesetzt, um den Gehalt an gelöstem Restsauerstoff zu reduzieren, ein reduzierendes Milieu aufrechtzuerhalten und so die Korrosion der im Kreislauf vorhandenen Materialien zu minimieren. Hydrazin wird in Form von Hydrazinhydrat ($\text{N}_2\text{H}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$) eingespeist und zersetzt sich bei Erwärmung zu Ammoniak, das zur Aufrechterhaltung des pH-Werts beiträgt. Vor der Ableitung durchlaufen die Abwässer des Sekundärkreislaufs die Sammelbehälter für das Grubenwasser aus dem Maschinenraum (Ex-Behälter, auch SEK-Behälter genannt).

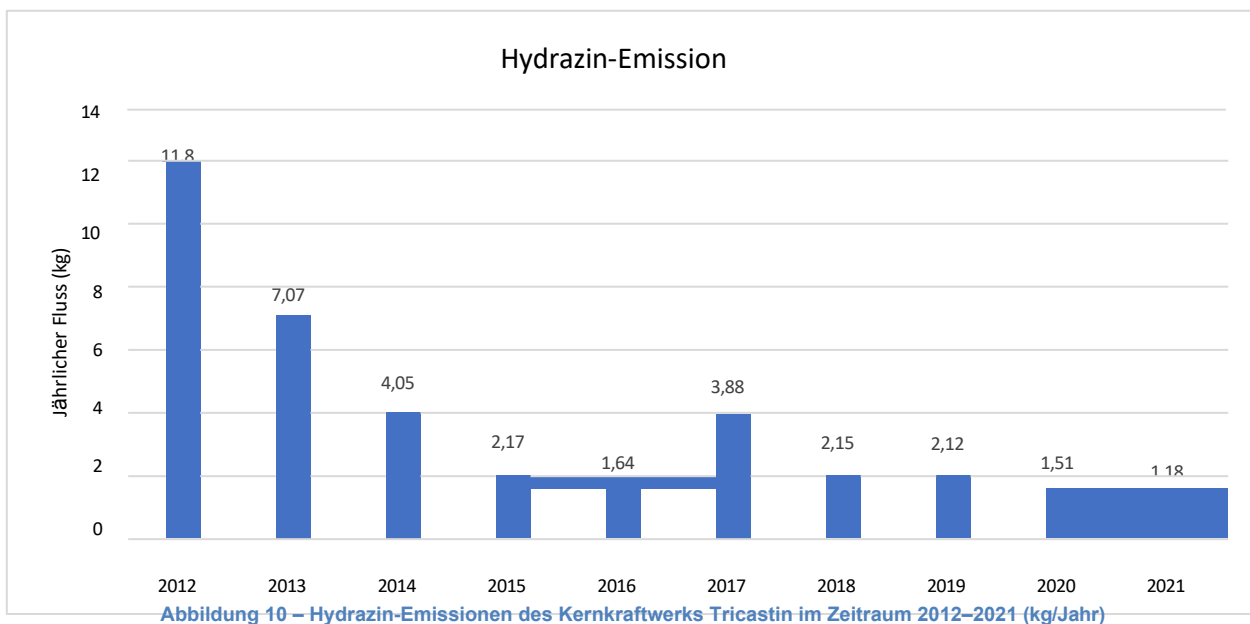
Hydrazinhydrat wird in sehr begrenztem Umfang auch im Primärkreislauf eingesetzt, um die „chemischen Zwischenstufe“ zwischen 60 °C und 120 °C (Entfernung von Sauerstoff aus dem Primärkreislauf in der Wiederanlaufphase). Überschüssiges Hydrazinhydrat wird beim Temperaturanstieg thermisch zu Ammoniak zersetzt („thermisches Cracking“).

Schließlich wird Hydrazinhydrat zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger bei Reaktorstillstand zum Brennstoffwechsel verwendet. Im Rahmen dieser Verwendung werden eventuelle Flüssigkeitsabfälle hauptsächlich in die T-Behälter geleitet, die für die Aufnahme der flüssigen Abwässer aus dem Reaktorblock vorgesehen sind.

In den T- und Ex-Behältern wandelt sich das Hydrazin durch Oxidation in Distickstoff (N_2) und Wasser um. Diese Oxidation wird durch das Umrühren des Abwassers und, bei entsprechend ausgestatteten Behältern, durch Belüftung mit Luft begünstigt. Das systematische Umrühren der Ex-Behälter ab Beginn der Befüllung wurde im November 2009 eingeführt.

Tricastin hat darüber hinaus seit Dezember 2014 ein alternatives System zur Entfernung von Hydrazin aus den Abwässern der Anlage Ex eingerichtet. Diese Entsorgungstechnik erweist sich hinsichtlich der Ergebnisse (Katalyse der Oxidationsreaktion von Hydrazin durch an Sandkörnern gebundenes Mangan) als gleichwertig mit der in den anderen Kernkraftwerken des Parks angewandten Praxis der Luftbelüftung mit Einspritzung von Kupfersulfat.

Abbildung 10 zeigt die jährlichen Hydrazin-Emissionen aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2012–2021.



Die Hydrazin-Emissionen sind seit 2012 tendenziell rückläufig. Das Kernkraftwerk hat seit Dezember 2014 ein System zur Zerstörung von Hydrazin mittels eines katalytischen Sandfilters eingeführt. Das Prinzip besteht darin, ein oxidierendes Milieu zu schaffen, um die Oxidation des Hydrazins zu erleichtern. Dieses Milieu wird durch Manganoxid erzeugt, das an Sandkörnern gebunden ist. Dieses oxidierende Milieu hat eine katalytische Wirkung auf die Reaktion des Hydrazins mit dem im Wasser enthaltenen Sauerstoff (N_2H_4 , H_2O + $\text{O}_2 \rightarrow \text{N}_2 + 3 \text{H}_2\text{O}$).

Eingeleitete Maßnahmen

Es wird eine technische Überwachung durchgeführt, um einen möglichen Ersatzstoff für Hydrazin zu identifizieren. Derzeit zeigen diese Überwachungsarbeiten, dass es keine andere Substanz gibt, die die gleichen chemischen Eigenschaften aufweist und die Konditionierung der Kreisläufe in allen auftretenden Betriebszuständen des Reaktors ermöglicht.

Darüber hinaus werden derzeit in allen Kernkraftwerken des Parks Optimierungen am Hydrazinhydrat-Einspritzsystem (SIR) vorgenommen. Was Tricastin betrifft, so wurde das Dichtungssystem der Einspritzpumpen durch die Installation eines effizienteren Dichtungssystems ersetzt.

Stickstoffemissionen

Stickstoff, überwiegend in Form von Ammoniak, entsteht durch den thermischen Abbau von Hydrazinhydrat und wird zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt, um die Korrosion in diesem Kreislauf zu verringern. Bei Reaktorstillständen kann Ammoniak auch zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger verwendet werden. Ammoniak liegt im flüssigen Wasser in Form von Ammoniumionen NH_4^+ vor.

Abbildung 11 zeigt die jährlichen Ammoniumfreisetzungen aus den Behältern T, S und Ex im Zeitraum 2012–2021. Die durchschnittliche jährliche Freisetzung an Stickstoff beträgt 2.714 kg, mit einem Mindestwert von 2.173 kg im Jahr 2017 und einem Höchstwert von 3.280 kg im Jahr 2015.

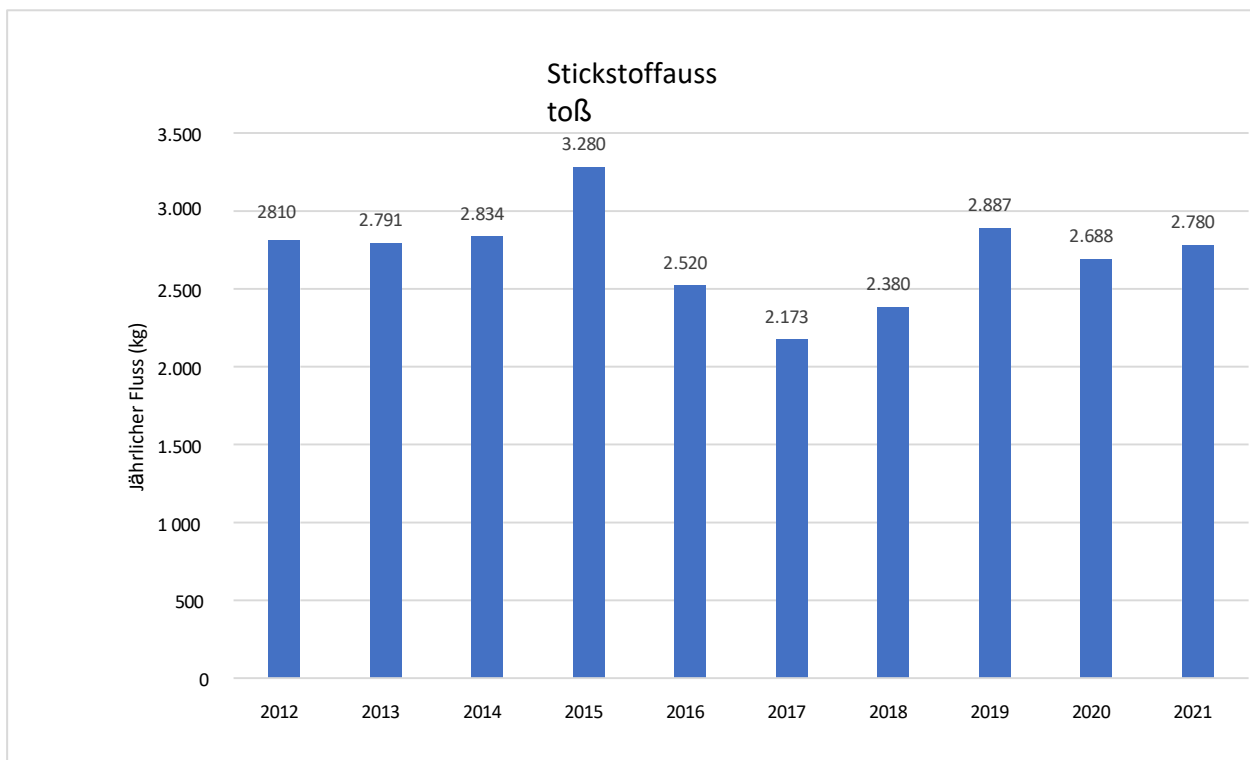


Abbildung 11 – Stickstoffemissionen des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2012–2021 (kg/Jahr)

Morpholin-/Ethanolamin-Emissionen

Morpholin (C_4H_9NO) ist ein flüchtiges Amin, das zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs verwendet wird, um einen optimalen pH-Wert hinsichtlich der Korrosion im gesamten Kreislauf aufrechtzuerhalten. Seine Wirkung auf den pH-Wert wird durch Ammoniak ergänzt, das aus der thermischen Zersetzung von Hydrazin stammt. Die Konditionierung des Sekundärkreislaufs unterliegt chemischen Spezifikationen. Diese werden unter Berücksichtigung insbesondere der Art der vor Korrosion zu schützenden Materialien, aber auch der Umweltauflagen festgelegt. Morpholin wird auch für die Nasskonditionierung von Dampfzeugern verwendet.

Die Morpholin-Ableitungen erfolgen über die Ex-Behälter (die überwiegende Mehrheit, Abwässer aus dem Maschinenraum) oder sogar über die T-Behälter (Abwässer aus der Entlüftung nicht recycelter Dampfzeuger oder aus Entleerungen nach der Konditionierung bei Stillstand).

Bis April 2014 wurde der Sekundärkreislauf des Kernkraftwerks Tricastin mit Morpholin konditioniert. Seit Mai 2014 wird der Sekundärkreislauf mit Ethanolamin konditioniert.

Abbildung 12 zeigt die jährlichen Morpholin-Emissionen aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2010–2016.

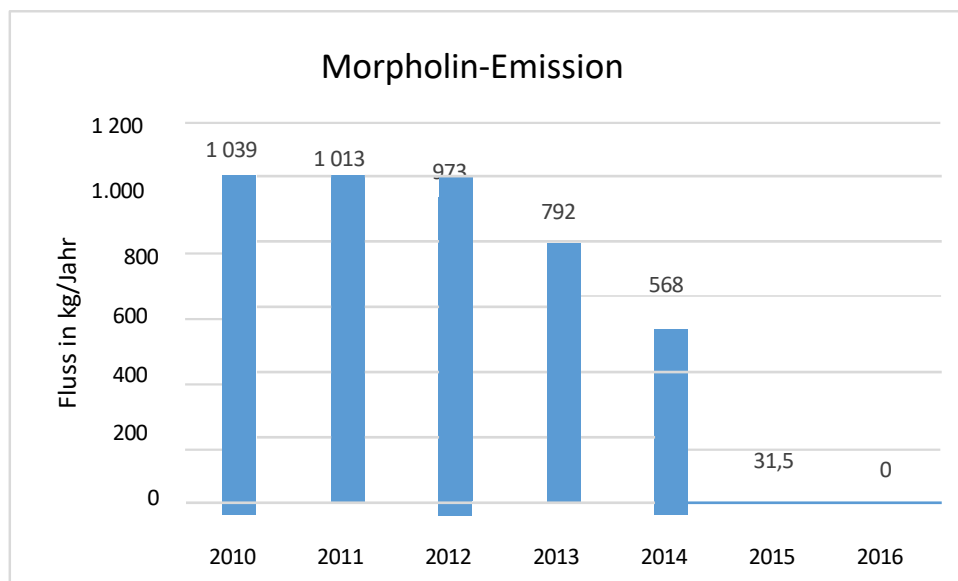


Abbildung 12 – Morpholin-Emissionen des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2010–2016 (kg/Jahr)

Die durchschnittliche jährliche Morpholin-Freisetzung betrug im Zeitraum 2010–2014 877 kg, wobei 2010 mit 1.039 kg der Höchstwert erreicht wurde.

Im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ist unter den drei im Park verwendeten Substanzen (Ammoniak, Morpholin, Ethanolamin) zur Aufrechterhaltung eines optimalen pH-Werts im Sekundärkreislauf derzeit die Behandlung mit Ethanolamin (C_2H_7NO) das Ziel, da sie den besten Kompromiss zwischen Materialschutz und Abwasserbelastung bietet. Somit weist Ethanolamin gegenüber Morpholin folgende Vorteile auf:

- Dank seiner höheren Basizität sind die zur Aufrechterhaltung des vorgegebenen pH-Werts erforderlichen Ethanolamin-Mengen geringer als die Morpholin-Mengen, die zur Aufrechterhaltung desselben pH-Werts erforderlich sind; die Ethanolamin-Konditionierung verursacht daher weniger Abfälle,
- dank seiner geringen Flüchtigkeit bietet Ethanolamin bei gleichem pH-Wert einen besseren Schutz als Morpholin gegen Korrosion und Erosion von unlegierten oder niedriglegierten Stählen in den Teilen
Flüssigkeiten in Zweiphasensystemen und trägt so dazu bei, die Lebensdauer der Rohrleitungen und Druckbehälter der Wasserstation zu verlängern,
- Ethanolamin ist thermisch stabiler als Morpholin und erzeugt weniger Zersetzungsprodukte im Sekundärkreislauf,
- Ethanolamin ist biologisch abbaubarer als Morpholin.

Die Umstellung auf die Aufbereitung mit Ethanolamin erfolgte 2014 für alle vier Blöcke.

Abbildung 13 zeigt die jährlichen Ethanolamin-Emissionen aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum von 2014 bis 2021.

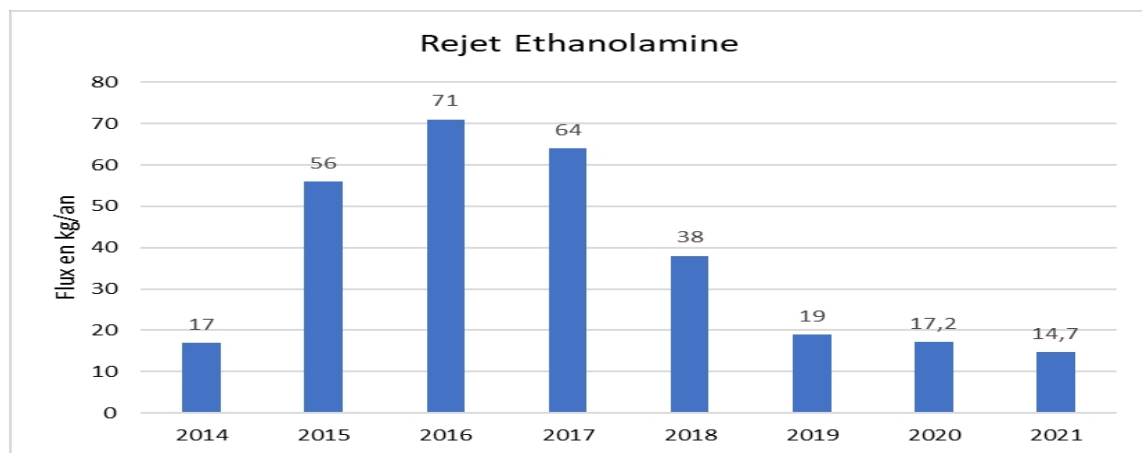


Abbildung 13 – Ethanolamin-Emissionen des Kernkraftwerks Tricastin von 2014 bis 2021

Die jährliche Ethanolamin-Einleitung beträgt im Durchschnitt 37,0 kg und schwankt zwischen einem Mindestwert von 14,7 kg im Jahr 2021 und einem Höchstwert von 71,0 kg im Jahr 2016.

Phosphatfreisetzungen

Trinatriumphosphat (Na_3PO_4) wird zur Aufbereitung der Zwischenkühlkreisläufe des nuklearen Bereichs (RRI- und DEG-Kreisläufe) sowie der Kreisläufe des nicht-nuklearen Bereichs verwendet, darunter die Zwischenkühlung (SRI-Kreislauf) und die Verteilung von überhitztem Wasser (SES-Kreislauf). Phosphathaltige Abwässer entstehen bei den notwendigen Nachfüllungen/Ableitungen oder Entleerungen der Kreisläufe, um die chemischen und radiochemischen Spezifikationen einzuhalten.

Abbildung 14 zeigt die jährlichen Phosphatfreisetzungen aus den Behältern T, S und Ex für den Zeitraum 2012–2021.

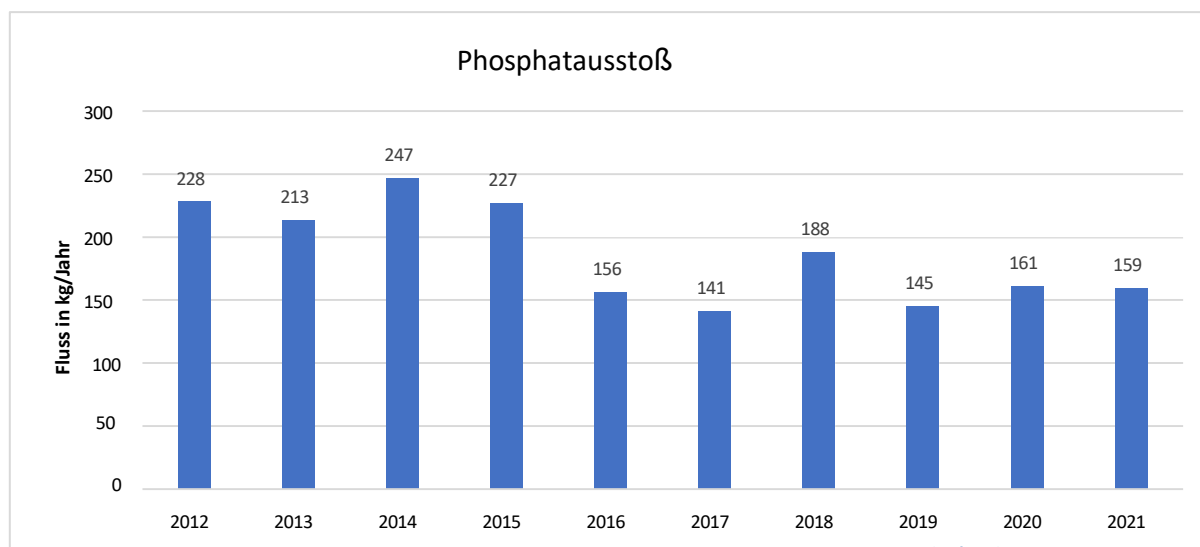


Abbildung 14 – Phosphatfreisetzungen 2012–2021 durch das Kernkraftwerk Tricastin (kg/Jahr)

Die durchschnittliche jährliche Phosphatfreisetzung beträgt 188 kg. Schwankungen bei den Phosphatfreisetzungen hängen mit Wartungs- oder Umbauarbeiten zusammen, die eine Entleerung der Kreisläufe RRI, SRI, DEG und SES erfordern.

2.2.4.3 Bilanz der Wärmeabgaben

In einem Kernkraftwerk wird ein Drittel der vom Reaktor erzeugten Wärmeenergie gemäß dem Carnot-Prinzip in Strom umgewandelt. Der Rest, also etwa zwei Drittel, wird in Form von Wärme über den Kondensator an eine Kältekälla übertragen, bei der es sich entweder um das Gewässer (sogenannte „offene“ Kältekälla) oder um die Atmosphäre (über Kühltürme, sogenannte „geschlossener Kreislauf“). Es kommt also zu Wärmeabgaben an die natürliche Umwelt.

Der Kühlkreislauf des Kernkraftwerks Tricastin ist ein offener Kreislauf. Das entnommene Wasser wird nach seinem Durchfluss durch den Kondensator vollständig in den Kanal von Donzère-Mondragon zurückgeleitet.

Für das Kernkraftwerk Tricastin sind die regulierten Parameter im Zusammenhang mit den Wärmeabgaben die nach der Vermischung berechnete durchschnittliche tägliche Erwärmung vor und hinter dem Einlauf sowie die nach der Vermischung berechnete durchschnittliche Tagestemperatur hinter dem Einlauf.

Die nachstehende Tabelle 4 zeigt die für die Wärmeabgaben geltenden Grenzwerte sowie die im betrachteten Zeitraum erreichten Höchstwerte.

Tagesdurchschnitte (2012–2021)	Berechnete Erwärmung stromaufwärts- stromabwärts nach Vermischung (°C)	Berechnete Temperatur stromabwärts nach der Vermischung (°C)
Minimum	0,1 °C	3,0 °C
Durchschnitt	1,5 °C	15,9 °C
Maximum	5,9 °C	27,8 °C
Grenzwert	4 °C 6 °C, wenn der Durchfluss im Kanal < 480 m³/s	28 °C

Tabelle 4 – Bilanz 2012–2021 der Wärmeabgaben des Kernkraftwerks Tricastin und gesetzliche Grenzwerte

Im Zeitraum 2012–2021 beträgt die nach der Vermischung stromabwärts berechnete maximale durchschnittliche Tagestemperatur 27,8 °C.

Die für diesen Zeitraum berechnete durchschnittliche maximale tägliche Erwärmung beträgt 5,9 °C bei einem Durchfluss im Kanal von weniger als 480 m³/s. Der Durchschnitt der berechneten durchschnittlichen täglichen Erwärmungen beträgt 1,5 °C.

Für den Zeitraum 2012–2021 wurde festgestellt, dass alle durchschnittlichen täglichen Erwärmungen zwischen 4 und 6 °C mit einer Abflussmenge von weniger als 480 m³/s einhergehen. Im vorangegangenen Zeitraum (2010–2019) wurde gezeigt, dass eine geringe Durchflussmenge (< 480 m³/s) nicht systematisch mit einer Erwärmung von mehr als 4 °C einhergeht, je nach Betriebszustand der verschiedenen Blöcke (da die vier Blöcke selten gleichzeitig mit voller Leistung laufen). Tatsächlich machen im betreffenden Zeitraum Erwärmungen über 4 °C 1,6 % der Daten aus, während geringe Kanalabflussmengen 10,2 % der Daten ausmachen.

Bei außergewöhnlichen Wetterbedingungen wird die Temperaturgrenze stromabwärts auf 29 °C und die Erwärmungsgrenze auf 3 °C angehoben. Das Kernkraftwerk Tricastin war im Zeitraum 2012–2021 nicht mit einer solchen Situation konfrontiert.

Es wird darauf hingewiesen, dass im Sommer 2022, also außerhalb des Referenzzeitraums 2012–2021, im Kernkraftwerk Tricastin eine Hitzewelle auftrat, während der die Stromerzeugung durch eine vorübergehende Änderung der Grenzwerte für die Wärmeabgabe geregelt wurde, und zwar durch den Erlass vom 5. August 2022 zur Genehmigung des Beschlusses Nr. 2022-DC-0739 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 4. August 2022.

Ergriffene Maßnahmen

Es wurden Messungen zur Charakterisierung der Verdünnung der thermischen Ableitungen des Kernkraftwerks Tricastin in der Rhône durchgeführt, insbesondere im Rahmen von zwei Kampagnen zur Überwachung der thermischen Abgasfahne in den Jahren 2017 und 2018, bei denen Luftthermografien und Temperaturprofile an mehreren Transekten stromabwärts des Kernkraftwerks kombiniert wurden.

Diese Ergebnisse haben bestätigt, dass:

- Die thermischen Ableitungen des Kernkraftwerks verdünnen sich stromabwärts rasch aufgrund der hohen Verdünnungskapazität des Rhône-Kanals in Verbindung mit dem Einfluss des 3 km stromabwärts der Einleitungen des Kernkraftwerks
- die vollständige Durchmischung erfolgt somit unabhängig vom Durchfluss der Rhône in einer Entfernung von 5 km stromabwärts der Einleitungen.

Für den Zeitraum 2015–2100 wurden hydroklimatische Prognosen stromaufwärts des Kernkraftwerks Tricastin erstellt. Diese Prognosen basieren auf Simulationen aus dem CMIP5-Projekt¹⁰, die vom IPCC (Intergovernmental Panel on Climate Change) zur Erstellung seines letzten Empfehlungsberichts (AR5 – 5th Assessment Report) verwendet wurden. Es wurden zwei Szenarien für Treibhausgasemissionen herangezogen: dasjenige, das einer Stabilisierung der Emissionen bis zum Jahr 2100 entspricht (Szenario RCP¹¹ 4.5), und das pessimistischere Szenario, das einem Anstieg dieser Emissionen über das Jahr 2100 hinaus entspricht (Szenario RCP8.5). Die Projektionen der globalen Klimamodelle wurden mithilfe einer statistischen Downscaling-Methode auf die Ebene des Einzugsgebiets heruntergebrochen, um die Entwicklungen der drei wichtigsten hydroklimatischen Variablen im Bereich des Kernkraftwerks Tricastin zu ermitteln: Lufttemperatur, Wassertemperatur und Abfluss der Rhône.

Die Ergebnisse für den Zeitraum bis 2035 (Durchschnitt für den Zeitraum 2020–2050) zeigen einen Anstieg der Lufttemperaturen, der mit den auf nationaler Ebene ermittelten Trends übereinstimmt. Bis zum Jahr 2035 dürfte diese Entwicklung für die beiden Szenarien RCP4.5 und RCP8.5 relativ ähnlich ausfallen, unter Berücksichtigung der Unsicherheiten dieser Art von Simulationen und der Entwicklung der beiden ausgewählten Szenarien im 21. Jahrhundert. So würden die Veränderungen der jährlichen Durchschnittstemperaturen bis 2035 im Vergleich zum gewählten historischen Zeitraum (1982–2012) im Durchschnitt zwischen +1,1 °C und +1,3 °C liegen. Der Anstieg der Wassertemperaturen wäre geringer, wobei die Entwicklung der Jahresdurchschnittswerte bis 2035 im Vergleich zum gewählten historischen Zeitraum wahrscheinlich unter +1 °C liegen würde. Die Abflussmengen der Rhône würden sich in diesem Zeitraum angesichts der Genauigkeit der verwendeten Modelle (im Durchschnitt in der Größenordnung von ± 1 %) nur unwesentlich verändern, wobei der Entwicklungstrend deutlich weniger ausgeprägt wäre als bei den Temperaturen.

¹⁰ 5th Coupled Model Intercomparison Project.

¹¹ Repräsentativer Konzentrationspfad.

Diese Ergebnisse sind mit erheblichen Unsicherheiten verbunden, die der Modellierungskette innewohnen, insbesondere aufgrund der Streuung der Ergebnisse globaler Klimamodelle, aber auch aufgrund der Komplexität der Modellierung von Abflussmengen und Temperaturen im Rhône-Einzugsgebiet. Daher sind mehrere Modelle erforderlich, um diese Prognosen oberhalb von Tricastin zu erstellen, und der Einfluss der Bewirtschaftung der Anlagen, die sich an der Rhône oberhalb von Tricastin befinden, wird vereinfacht dargestellt. Auch wenn diese Prognosen auf dem aktuellen Stand der Technik und den verfügbaren Modellen basieren, werden sie sich sicherlich entsprechend dem Fortschritt der laufenden Forschungen weiterentwickeln. Diese Ergebnisse sind daher als Tendenzen zu betrachten.

2.2.4.4 Abfallbilanz

Das Kernkraftwerk Tricastin optimiert die Abfallbewirtschaftung durch die Anwendung folgender Grundsätze:

- Reduzierung der Entstehung und Schädlichkeit radioaktiver und konventioneller Abfälle an der Quelle,
- selektives Sammeln und Sortieren der Abfälle nach Art und Eigenschaften, um sie so effizient wie möglich zu behandeln,
- die Konditionierung zu optimieren, um die Abfälle so weit wie nötig einzuschließen und die von den Behandlungs- und/oder Endlagerungswegen festgelegten Anforderungen zu erfüllen,
- die Abfälle so zu lagern und zu überwachen, dass unter allen Umständen die Einhaltung der geltenden Vorschriften gewährleistet ist,
- die Verwertung und/oder die Nähe zu den Entsorgungswegen zu fördern, sofern dies möglich ist.

Diese verschiedenen Schritte zielen darauf ab, die Akzeptanz der Abfälle durch die für sie vorgesehenen Entsorgungswege sicherzustellen und deren Auswirkungen zu begrenzen, insbesondere bei radioaktiven Abfällen, die für die Lagerstätten der Agence Nationale pour la gestion des Déchets RAdioactifs (ANDRA) bestimmt sind.

Diese optimierte Entsorgung basiert im Wesentlichen auf der Abfallzonierung, die Folgendes ermöglicht:

- die Abfälle (radioaktive und konventionelle) zuverlässig, sicher, funktionsfähig und nachhaltig zu verwalten,
- die Mengen an anfallenden radioaktiven Abfällen zu begrenzen, indem ein Zonierungsplan vorgeschlagen wird, der an die radiologischen Risiken und die Art der betreffenden Objekte und Räumlichkeiten angepasst ist,
- alle Lebensphasen der Anlage abzudecken: Planung, Betrieb, Rückbau und Sanierung.

2.2.4.4.1 Bilanz der radioaktiven Abfälle

Die kontinuierlichen Fortschritte bei der Konzeption von Kernkraftwerken, der Brennstoffbewirtschaftung und dem Betrieb der Anlagen haben eine Reduzierung der radioaktiven Abfälle an der Quelle ermöglicht. Zwischen 1985 und 1995 konnte durch diese Reduzierung an der Quelle, ergänzt durch die Optimierung der Verfahren zur Behandlung und Konditionierung der Abfälle, das Volumen der jährlich von den Kernkraftwerken produzierten und konditionierten kurzlebigen schwach- und mittelradioaktiven Abfälle um zwei Drittel verringert werden. Die jährliche Produktion an konditionierten Technologie- und Prozessabfällen des Kraftwerksparks sank somit von 360 m³ auf 110 m³.

Dieses Produktionsvolumen in der Größenordnung von 100 m³ pro Reaktor stellt eine technische Untergrenze dar, die angesichts des vorläufigen Wartungsprogramms im Zusammenhang mit der Generalüberholung¹² in den kommenden Jahren steigen könnte.

Lagerung radioaktiver Abfälle

Im Zeitraum 2012–2021 hat sich das Kernkraftwerk Tricastin bemüht, die Lagerbestände an konditionierten oder in Konditionierung befindlichen Abfällen so gering wie möglich zu halten, indem es die mit den Folgemaßnahmen der Ständigen Expertengruppe von 2002 eingeleitete Dynamik fortsetzte (Einrichtung des Bereichs für Abfälle mit sehr geringer Aktivität (TFA), Umsetzung von Betriebsvorschriften für BAN/BAC/BTE, die für das Konditionierungshilfsgebäude (BAC) des Kernkraftwerks Tricastin gelten, sowie von Steuerungsindikatoren).

Lagerung von Behältern und Fässern mit kurzlebigen Abfällen geringer und mittlerer Aktivität (FA/MA-VC)

Abbildung 15 und Abbildung 16 zeigen die Entwicklung der Lagerung von Behältern (FMA-VC-Abfälle) und Fässern (kurzlebige schwach radioaktive Abfälle (FA-VC)) im Zeitraum von 2012 bis 2021.

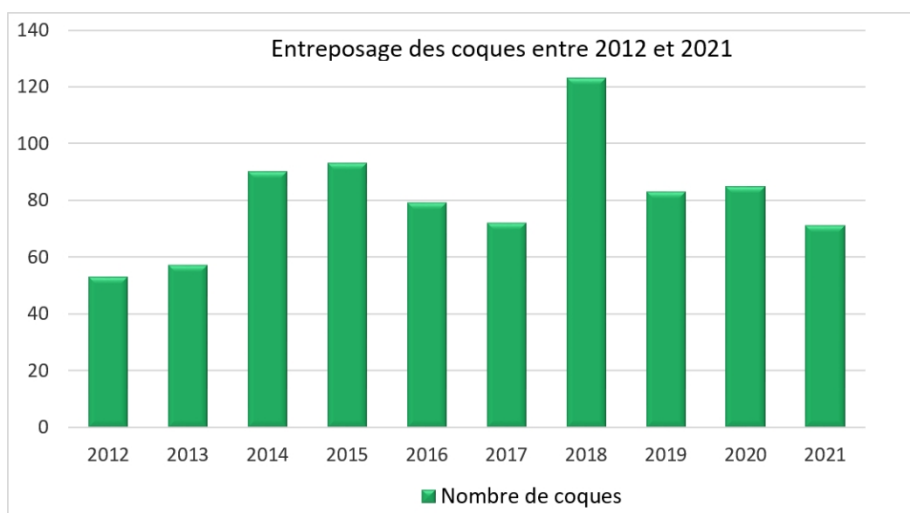


Abbildung 15 – Entwicklung der Anzahl der gelagerten Hüllen im Zeitraum 2012 bis 2021

¹² Die „Grand Carénage“ des EDF-Kernkraftwerksparks zielt darauf ab, Investitionen und Modernisierungen im Hinblick auf den weiteren Betrieb der bestehenden Anlagen durchzuführen und die Maßnahmen nach Fukushima zu integrieren, wobei gleichzeitig die Aufrechterhaltung der Leistungsfähigkeit des Parks in Bezug auf Sicherheit und Wettbewerbsfähigkeit gewährleistet wird.

In den Jahren 2012 und 2013 lag die Anzahl der gelagerten Reaktorbehälter bei etwa 50 bis 60. Ab 2014 ist ein Anstieg der Lagerbestände zu verzeichnen, dessen Hauptgründe folgende sind:

- die Modernisierung des Mischers im Jahr 2014, die zu einem längeren Ausfall der Anlage führte und dazu zwang, die Verpackung der Abfälle in Schalen zu verschieben und somit deren Abtransport zu verzögern,
- der Wechsel des für diese Tätigkeiten zuständigen Dienstleisters Ende 2015, der ebenfalls zu einer Verzögerung bei der Aufbereitung der Schalen und zu einem Anstieg des Bestands an gelagerten Paketen führte
- eine Zunahme der Aufbereitungskampagnen für Konzentrate und Ionenaustauscherharze in den Jahren 2016 und 2018 sowie ein relativ dichtes Stillstandsprogramm im Jahr 2018 in Verbindung mit der Vorbereitung der zehnjährigen Inspektion von Reaktor 1,
- die Durchführung der zehnjährigen Inspektion von Reaktor 1 Ende 2019, was zu einem Anstieg des Lagerbestands im Jahr 2020 führte,
- die Vorbereitung der zehnjährigen Inspektion von Block 2 im Jahr 2020, einem Zeitraum, der zudem von der Covid-19-Gesundheitskrise betroffen war, was zu einer Verlangsamung der Abtransporte von Abfällen zu den Entsorgungswegen (insbesondere CSA insbesondere).

Dieser Anstieg führte jedoch zu keinen betrieblichen Schwierigkeiten, da die festgestellten Lagerbestände stets im Rahmen der Kapazitäten der Anlagen blieben.

Es sei darauf hingewiesen, dass 2016 Maßnahmen zur Entlagerung von Hüllen eingeleitet wurden, die in ihrem aktuellen Zustand nicht abtransportiert werden können, und dass diese Maßnahmen dauerhaft fortgesetzt werden.

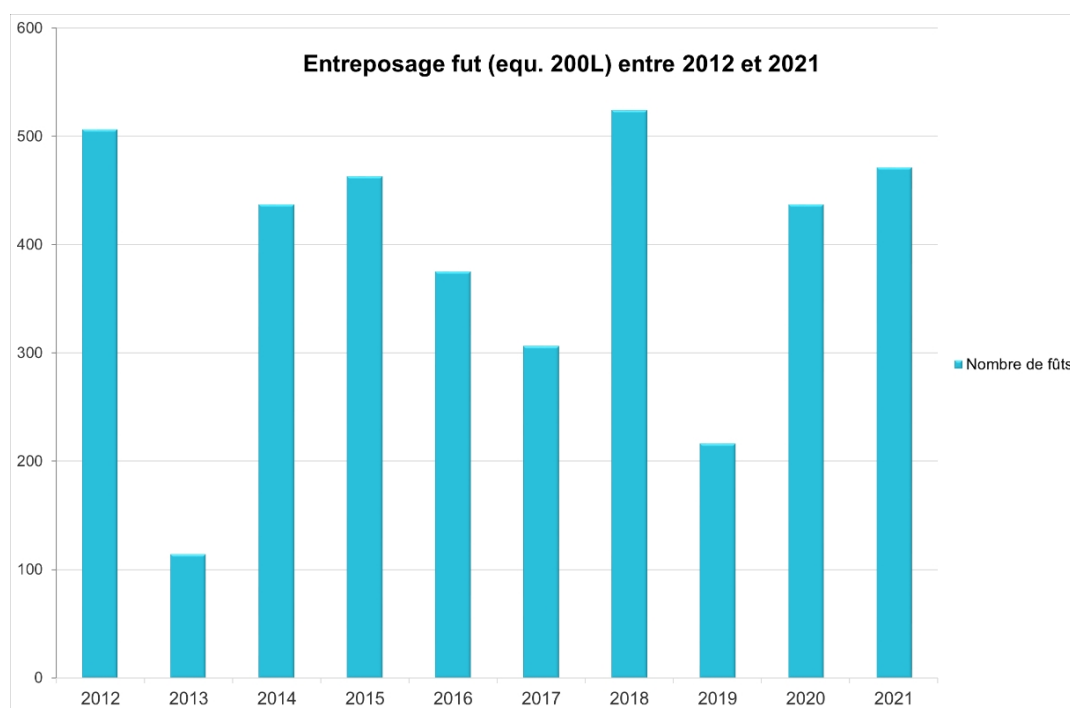


Abbildung 16 – Entwicklung der Anzahl der gelagerten 200-Liter-Fässer (in Metalläquivalenten) im Zeitraum 2012 bis 2021

Die Lagerbestände an Fässern schwanken stärker als die an Behältern, da die Entstehung dieser Abfälle direkt proportional zu den Wartungsarbeiten (Blockschlussprogramm) ist.

Die im Zeitraum festgestellten Schwankungen lassen sich hauptsächlich erklären durch:

- die Nichtverfügbarkeit der Verbrennungsanlage von CENTRACO (CYCLIFE France) über einen Zeitraum von 10 Monaten (ab September 2011), was zu einem Anstieg der Anzahl der gelagerten Fässer im Jahr 2012 führte (keine Entsorgung der Kunststofffässer),
- die Aussetzung der Genehmigung 1 im Februar 2014, die zu einer Verzögerung der Entsorgung der Metallfässer bis Januar 2016 führte (Aufhebung der Aussetzung),
- das relativ dichte Stillstandsprogramm in Verbindung mit der Vorbereitung der zehnjährigen Inspektion von Reaktor 1 im Jahr 2018 und der zehnjährigen Inspektion von Reaktor 2 in den Jahren 2020 und 2021.

Ausblick

Bei den Fässern besteht das Hauptziel darin, den erheblichen Abfallstrom aus den AT-Kampagnen vorwegzunehmen. Dennoch können technische Zwischenfälle (Geräteausfälle, Verlängerung der technischen Stillstände bei CENTRACO) zu einem raschen Anstieg der Lagerbestände an Behältern in den Lagerbereichen führen. Um diesen Unwägbarkeiten vorzubeugen, hat das Kernkraftwerk im Februar 2018 einen Änderungsantrag bei der ASN eingereicht, der die Lagerung von 72 Tonnen in Fässern verpackten Abfällen auf dem TFA-Gelände ermöglicht. Mit der Entscheidung vom 6. April 2018 (Schreiben der ASN, Abteilung Lyon, CODEP-LYO-2018-016321 vom 26.04.2018) hat die ASN diese Lagerung genehmigt.

Was die Abfallbehälter betrifft, so werden die Lagerziele beibehalten, um Spielraum für Abfallverpackungskampagnen mit mobilen Maschinen (z. B. aktive Harze) oder Produktionsspitzen (Wartungs- und Prozessabfälle, die in großen Mengen bei Reaktorstillständen anfallen) zu haben. Es sind jedoch weitere Faktoren hinzugekommen, die die Einhaltung dieser Ziele beeinträchtigen können. Derzeit laufen insbesondere Bauarbeiten zur Sanierung mehrerer Anlagen: Sanierung der TES-Systeme, Sanierung der Brücke des BAC. Diese Sanierungen führen zu Ausfallzeiten, die sich direkt auf die Lagerung auswirken können.

Lagerung von Abfällen mit sehr geringer Aktivität (TFA)

TFA-Abfälle (Abfälle mit sehr geringer Aktivität) werden auf Außenflächen (sogenannten „TFA-Flächen“) gelagert. Diese Freiluftlager wurden nach Prüfung des Antrags auf Änderung der INB-Genehmigung Nr. 88 in Betrieb genommen, gemäß dem bei der DGSNR (ASN) und der DRIRE eingereichten nationalen generischen Beschreibungs-dossier der Anlage sowie den von der DGSNR und der DRIRE am 21. April 2006 erlassenen Mustervorschriften (Schreiben der DGSNR DEP-SD2-Nr. 139-2006 vom 26.04.2006) sowie den durch den Beschluss vom 6. April 2018 genehmigten geänderten Vorschriften (Schreiben der ASN, Abteilung Lyon, CODEP-LYO-2018-016321 vom 26.04.2018).

Diese in drei Bereiche unterteilten Zonen (Öle, Lösungsmittel, feste Abfälle) wurden konzipiert, um die Wärmebelastung im BAC zu begrenzen und die Lagerkapazitäten zu erweitern. Sie zeichnen sich aus durch:

- die physikalische Beschaffenheit (bis zu 17 verschiedene Arten) und die Masse der Abfälle, die gelagert werden können,
- eine Verpackung fast aller Abfälle in doppelter Hülle (eine Primärverpackung in einer Sekundärverpackung, in der Regel ein 20-Fuß-Container),
- eine auf 100 Bq/g begrenzte Massenaktivität an kurzlebigen Beta-/Gamma-Strahlern der gelagerten Abfälle, mit Ausnahme von Metallabfällen (Schrott, Blei), verbrennbaren festen Abfällen und Asbest, für die der Grenzwert der Massenaktivität auf 500 Bq/g angehoben wurde,
- eine Gesamtaktivitätsgrenze (kurzlebige Radionuklide + langlebige Radionuklide) von 548 MBq für Öle, 66 MBq für Lösungsmittel und 178 GBq für feste Abfälle.

Abbildung 17 unten zeigt die Entwicklung der Gesamtmengen an schwach- und sehr schwach radioaktiven Abfällen, die im TFA-Bereich des Kernkraftwerks Tricastin gelagert wurden (ausgedrückt als Massenauslastung des Bereichs) im Zeitraum von 2012 bis 2021.

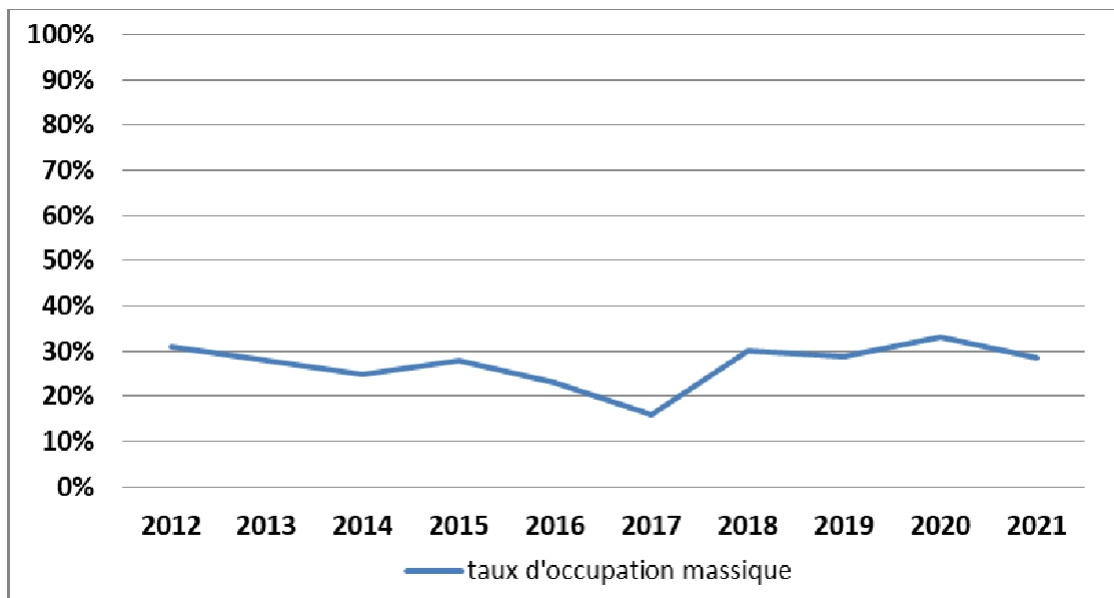


Abbildung 17 – Entwicklung der Auslastung des TFA-Bereichs im Zeitraum 2012 bis 2021

Die Massenauslastung auf der TFA-Fläche liegt im Durchschnitt bei etwa 30 %. Diese Auslastung ist im Wesentlichen auf das Vorhandensein großer Mengen an Metallabfällen, Erde und Bauschutt (mit sehr hoher Dichte) zurückzuführen.

Um die Lagerkapazitäten des Standorts langfristig zu sichern, wurden auf nationaler Ebene Maßnahmen eingeleitet. Diese bestehen hauptsächlich darin, die Außenbereiche, d. h. die TFA-Flächen, aber auch die Lagerflächen für kontaminierte Werkzeuge (AOC), zu entlasten und deren Betrieb zu kontrollieren.

Anfall radioaktiver Abfälle

Abbildung 18 zeigt die Produktion von kurzlebigen mittelradioaktiven Abfällen (MA-VC), die im Zeitraum 2012–2021 vom Kernkraftwerk Tricastin in Betonbehälter verpackt wurden.

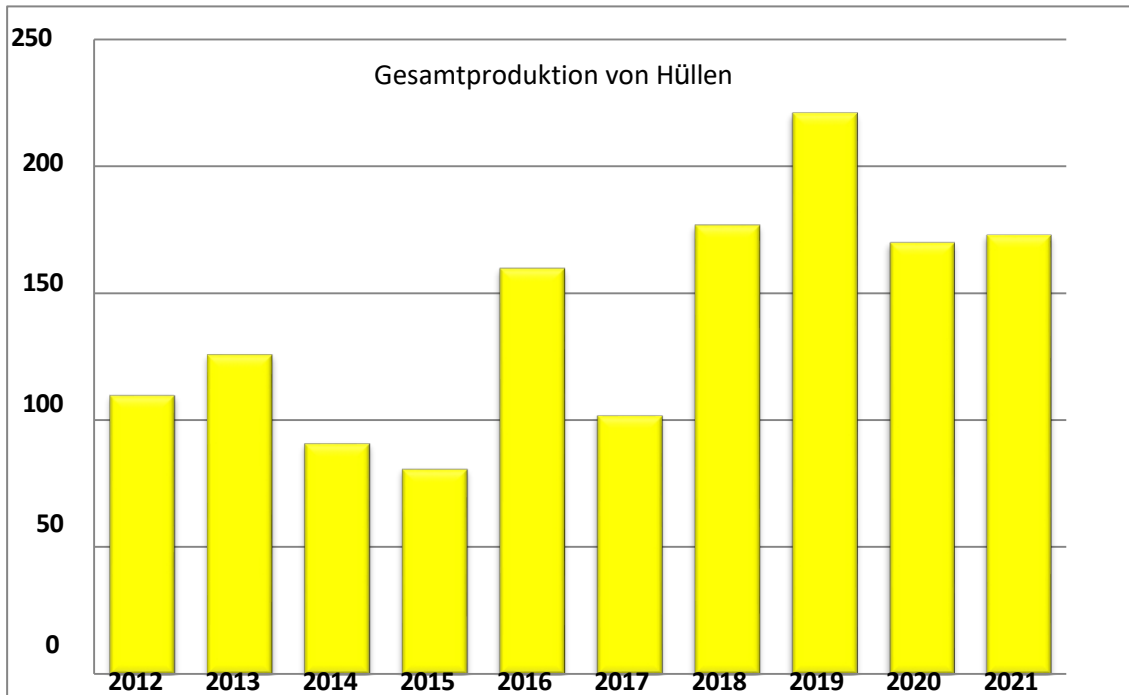


Abbildung 18 – Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2012–2021 hergestellten MA-VC-Betonhüllen (für alle Genehmigungsanträge für CNPE TRI)

Die Produktion von kurzlebigen mittelradioaktiven Abfällen, die in Betonbehältern verpackt sind, blieb im Zeitraum 2012–2017 relativ konstant und stieg ab 2018 bis 2021 an. Sie liegt in der Größenordnung von:

- 257 Behälter in den Jahren, in denen eine MERCURE-Kampagne (Aufbereitung von verbrauchten aktiven Ionenaustauscherharzen mithilfe einer mobilen Maschine) stattfand, wie beispielsweise 2010, 2013, 2016, Ende 2018 und Anfang 2019 sowie 2021,
- 53 Hüllen in den übrigen Geschäftsjahren.

Ein deutlicher Anstieg der Produktion ist in den Jahren 2018, 2019, 2020 und 2021 zu beobachten. Diese Jahre wurden durch die MERCURE-Kampagnen beeinflusst, aber auch und vor allem durch die Aufbereitung der in den KER- und TER-Planen gelagerten Abwässer. Die durchschnittliche Produktion in diesen beiden Geschäftsjahren belief sich somit auf etwas mehr als 200 Behälter.

Abbildung 19 zeigt die Produktion von in Fässern verpackten kurzlebigen schwach radioaktiven Abfällen (FA-VC) im Zeitraum 2012–2021 durch das Kernkraftwerk Tricastin.

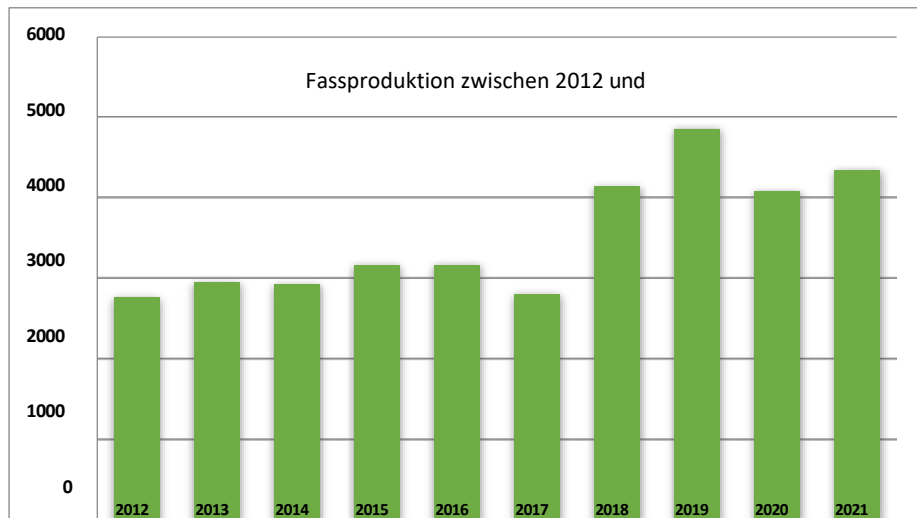


Abbildung 19 – Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2010–2019 produzierten FA-VC-Fässer

Was die in Fässern verpackten kurzlebigen schwach radioaktiven Abfälle betrifft, so blieb die jährliche Produktion von 2012 bis 2017 insgesamt stabil und stieg ab 2018 auf etwa 3.000 Gebinde pro Jahr an, mit Ausnahme von:

- des Jahres 2018 mit 4.148 Fässern, das durch die vorzeitige Durchführung eines Teils der Arbeiten im Rahmen der⁴ zehnjährigen Reaktorinspektion im Block „En Marche“ gekennzeichnet war,
- und ganz allgemein einem seit 2019 beobachteten Anstieg aufgrund der Entnahme von zurückzugebenden Abfällen, eines dichten Stillstandsprogramms sowie der Durchführung der im Jahr 2019 für Block 1 und im Jahr 2021 für Block 2.

Abbildung 20 zeigt die Produktion von Abfällen sehr geringer Aktivität (TFA) im Zeitraum 2012–2021 durch das Kernkraftwerk Tricastin.

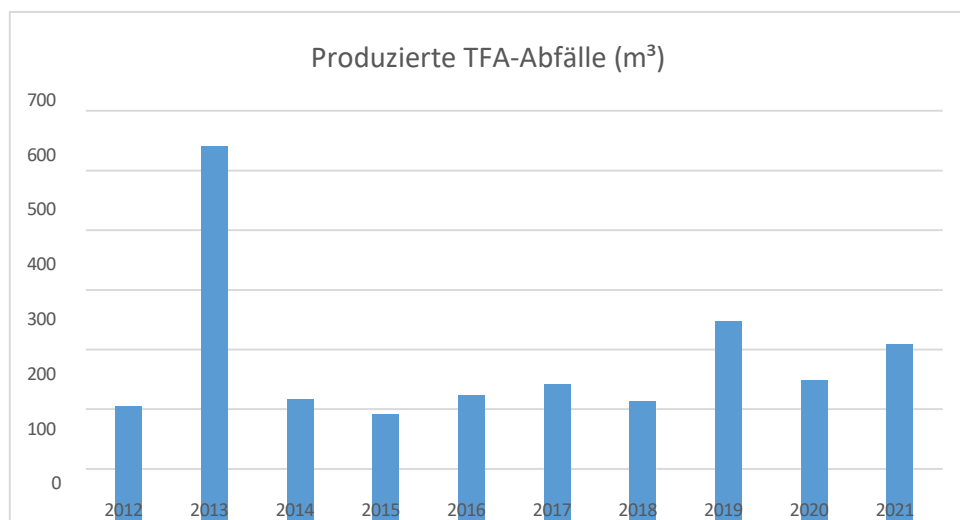


Abbildung 20 – Entwicklung der Produktion von TFA-Paketen im Zeitraum 2012–2021 (in m³ Pakete)

Was schließlich die Abfälle mit sehr geringer Radioaktivität betrifft, so sind die Produktionsmengen seit 2012 mit einem Durchschnitt von 275 Tonnen relativ stabil, mit Ausnahme des Jahres 2013, das durch eine groß angelegte Kampagne zur Aufbereitung ausrangierter veralteter Materialien gekennzeichnet war, die zur Produktion von 250 Tonnen Metallabfällen führte.

Ergriffene Maßnahmen

Die Herausforderungen im Zusammenhang mit den Lagerflächen des in Betrieb befindlichen EDF-Parks sind regulatorischer Natur (der geänderte Erlass vom 7. Februar 2012 verpflichtet den Betreiber, Lagerzeiten festzulegen, die der Art der Abfälle und den Merkmalen der Lagereinrichtungen angemessen sind) sowie operativer Natur (zusätzliches Abfall- und Materialvolumen im Zusammenhang mit bestimmten Wartungsarbeiten, die eine Freigabe der Lagerflächen und/oder Lagerkapazitäten erfordern).

Um diesen Herausforderungen zu begegnen, wurde 2014 von EDF ein Projekt ins Leben gerufen. Ziel ist es, über einen Zeitraum von 10 Jahren 1.000 Container mit Altabfällen und auszusortierendem Werkzeug aus den TFA- und AOC-Bereichen zu entfernen, und zwar durch die Einrichtung eines speziellen Dienstes für Demontage und Aufbereitung.

Zu diesem Zweck werden die Container zu externen Standorten transportiert, wo ihr Inhalt gemäß den Annahmespezifikationen der Behandlungs- (CENTRACO) und Lagerungsstellen (ANDRA) demontiert, verpackt oder neu verpackt wird. Die Container selbst werden je nach ihrem Zustand und den Anforderungen des Parks demontiert oder wieder in einen Zustand versetzt, der den Transportvorschriften entspricht.

Der erste Container des Parks wurde im Dezember 2015 aus dem Lager entnommen. Bis Ende 2020 wurden parkweit mehr als 450 Container zur Demontage und Konditionierung der damit verbundenen Abfälle zu einem externen Standort transportiert. Das Ziel ist die Entsorgung von durchschnittlich 100 Containern pro Jahr.

Was das Kernkraftwerk Tricastin betrifft, so wurden zwischen 2016 und 2019 52 Container abtransportiert.

2.2.4.4.2 Bilanz der konventionellen Abfälle

Lagerung

Das Kernkraftwerk Tricastin verfügt über einen speziell eingerichteten Umschlagplatz, um die Lagerung und den Transport zu den Verwertungs- und Behandlungsanlagen zu optimieren. Dieser Umschlagplatz ist mit den Sammelstellen verbunden, die so nah wie möglich an den Produktionsstätten angeordnet sind.

Anfall konventioneller Abfälle

Konventionelle Abfälle werden in drei Kategorien unterteilt: Inertabfälle, gewöhnliche Industrieabfälle und gefährliche Abfälle. Abbildung 21, Abbildung 22 und Abbildung 23 zeigen die jährliche Produktionsbilanz für jede der Abfallkategorien im Zeitraum von 2012 bis 2021.

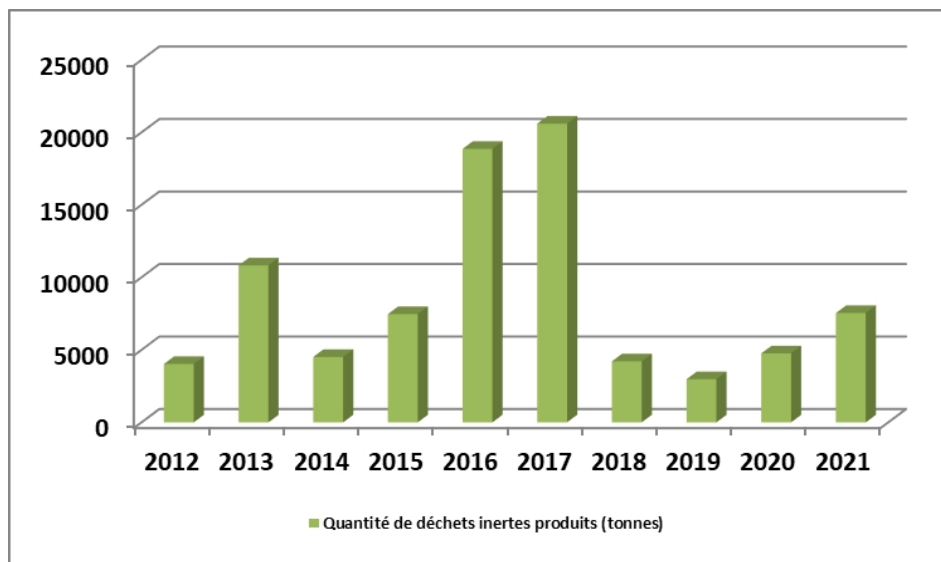


Abbildung 21 – Anfall von Inertabfällen im Zeitraum 2012–2021

Was die Inertabfälle betrifft, so ist das außergewöhnlich hohe Aufkommen in den Jahren 2016 und 2017 auf die zahlreichen Bau- (DUS, neues BAM-Ausbildungsgebäude, Erweiterung der Außenparkplätze, Einrichtung des Umschlaglagers für Lieferungen) und Abbrucharbeiten (Gebäude VD2) zurückzuführen. Es wurden große Mengen an Erde ausgehoben, von denen der Großteil verwertet wurde.

Das von 2018 bis 2021 beobachtete Aufkommen entspricht in etwa dem der Jahre vor der Vorbereitung der Generalüberholung.

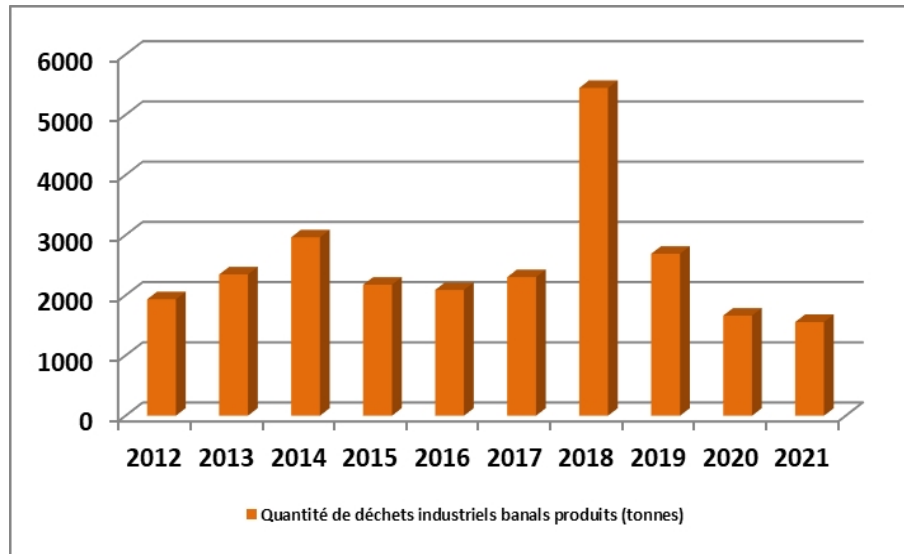


Abbildung 22 – Anfall von gewöhnlichen Industrieabfällen im Zeitraum 2012–2021

Insgesamt blieb das Aufkommen an gewöhnlichen Industrieabfällen im Zeitraum [2012–2021] weitgehend unverändert. Das Jahr 2014 sticht etwas hervor und wurde durch die Entleerung der Waschgrube der Entmineralisierungsanlage sowie durch den Rückbau von Gebäuden beeinflusst.

Das historisch hohe Aufkommen im Jahr 2018 ist auf das umfangreiche Reinigungsprogramm der SEO-Gruben und den Rückbau mehrerer Transformatoren zurückzuführen.

Das von 2019 bis 2021 beobachtete Aufkommen entspricht in etwa dem der Jahre vor der Vorbereitung der Generalüberholung.

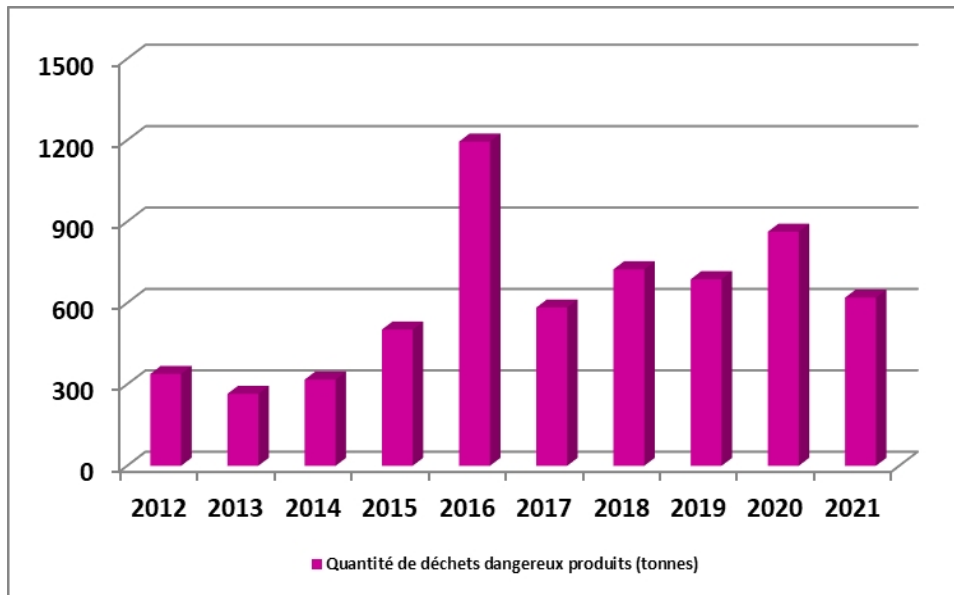


Abbildung 23 – Entstehung gefährlicher Abfälle im Zeitraum 2012–2021

Das Aufkommen an gefährlichen Abfällen hängt hauptsächlich von der jährlichen Menge an Öl-Wasser-Gemischen ab, die etwa 50 % des Anteils an gefährlichen Abfällen ausmacht. Aus diesem Grund kann die Menge von Jahr zu Jahr relativ stark schwanken.

Das Kernkraftwerk Tricastin wendet ein Management für konventionelle Abfälle an, das den in der Abfallrahmenrichtlinie von 2008 festgelegten Grundsätzen und dem Umweltgesetzbuch entspricht, mit dem diese Richtlinie umgesetzt wurde, nämlich:

- Verringerung des Aufkommens und der Gefährlichkeit konventioneller Industrieabfälle durch eine optimierte Abfallbewirtschaftung,
- Förderung von Recycling und Verwertung.

Das Kernkraftwerk Tricastin wendet die Leitlinien und Referenzdokumente an, die auf nationaler Ebene von der Groupe d'Animation de la Gestion des Déchets (GAGD) erarbeitet wurden, die seit 2006 für die Koordination der Entsorgung konventioneller Abfälle für alle Einheiten der EDF SA zuständig ist.

Darüber hinaus nutzt es das nationale Tool (OGIDE), das die Erfassung von Abfallbeständen sowie deren Entsorgungswege ermöglicht und die Übermittlung von Informationen mit behördlichem Charakter erleichtert.

Ergänzend zur Überwachung des Regulierungsindikators (IR) im Zusammenhang mit der Verwertung regulierter Abfälle (Verpackungen, Öle und Batterien) zielt der Standort darauf ab, die Gefährlichkeit und die Auswirkungen seiner konventionellen Abfälle insgesamt zu verringern und legt seit 2008 jährlich ehrgeizige Ziele für alle verwertbaren Abfälle fest (Ival: Abfälle der „grünen Liste“¹³).

Abbildung 24 zeigt die Entwicklung der Verwertungsindikatoren für regulierte Abfälle und der Grünen Liste im Zeitraum 2012–2021.

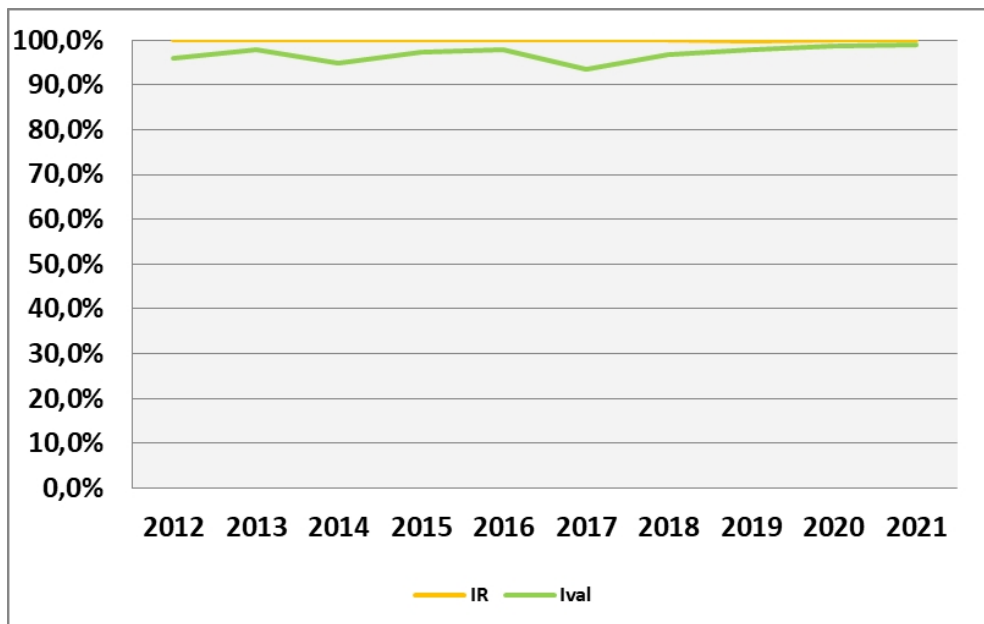


Abbildung 24 – Entwicklung der Verwertungsindikatoren für regulierte Abfälle (IR) und der Grünen Liste (Ival) im Zeitraum 2012–2021

Diese Ergebnisse zeigen, dass das Kernkraftwerk Tricastin:

- den gesamten regulierten Abfall verwertet hat,
- mindestens 97 % der Abfälle der Grünen Liste verwertet hat.

¹³ Die „grüne Liste“ ist die Liste der konventionellen Abfälle, in der für jeden Abfall der Liste festgelegt ist, welcher Verwertungs- oder Entsorgungsvorgang für den Abfall durchgeführt werden muss.

2.2.4.5 Belästigungen

Das Kernkraftwerk Tricastin berücksichtigt in seiner Organisation die Rückverfolgbarkeit von Anfragen, die von einer Privatperson oder einer Organisation gestellt werden, sowie deren Bearbeitung.

Eine Anfrage ist definiert als eine Frage, ein Informationsbedarf oder sogar eine Unzufriedenheit, die die Anlagen, den industriellen Betrieb des Kernkraftwerks Tricastin oder dessen Auswirkungen auf die Umwelt betreffen kann.

In den letzten zehn Jahren wurde kein einziger Antrag wegen Belästigung registriert.

2.3 FAZIT

Das Kernkraftwerk Tricastin verfügt über ein System zur Begrenzung der von der Anlage ausgehenden Beeinträchtigungen für die geschützten Interessen (ISO 14001-Zertifizierung, Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung, Umweltüberwachung, Erhaltung der biologischen Vielfalt) sowie zur Einhaltung der für die Anlage geltenden Vorschriften zur Begrenzung von Beeinträchtigungen.

Die Analyse der Erfahrungswerte und die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen zur Bewertung der Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zur Beherrschung von Beeinträchtigungen zeigen, dass:

- das Kernkraftwerk so organisiert ist, dass die Einhaltung der Vorschriften in Bezug auf die von der Anlage ausgehenden Gefahren für die geschützten Interessen
geschützten Interessen. So hat das Kernkraftwerk Maßnahmen zu allen im Rahmen des Compliance-Managements identifizierten Anforderungen ergriffen und überwacht deren Umsetzung. Darüber hinaus setzt es die Analyse der Anforderungen fort, deren Konformitätsstatus noch zu definieren ist,
- das Management von bedeutenden Ereignissen ist gut in das integrierte Managementsystem des Kernkraftwerks eingebunden. Für alle im Kernkraftwerk erfassten Ereignisse während des Berichtszeitraums erfasst wurden, und das Ausbleiben von Wiederholungen belegt die Wirksamkeit dieser Maßnahmen. Darüber hinaus ergibt diese Analyse keine Hinweise auf weitere Anlagen, die zum Schutz der Interessen beitragen und einer eingehenderen Überprüfung bedürften,
- die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPi sowie die damit verbundenen Bestimmungen zur Wartung und Überwachung vor Ort einzuhalten. Tatsächlich zeigen die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung zeigen, dass alle vorgesehenen Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen vor Ort fristgerecht durchgeführt wurden,
- Die Ursachen für die Schwankungen bei den Abwassereinleitungen des Kernkraftwerks sind eindeutig ermittelt, und es wurde keine Überschreitung der Einleitungsgrenzwerte festgestellt, die auf einen Geräteausfall zurückzuführen wäre: Es wurde keine Ausrüstung identifiziert, die nicht als EIPi eingestuft ist, aber zum Schutz der Interessen beiträgt und daher in die EIPi-Liste des Kernkraftwerks aufgenommen werden müsste,
- Die Bilanz der Wärmeeinleitungen für den Zeitraum 2012–2021 zeigt, dass das Kernkraftwerk die gesetzlichen Grenzwerte im betrachteten Zeitraum eingehalten hat,
- die Bilanz der Abfallbewirtschaftung für den Zeitraum 2012–2021 zeigt, dass das Kernkraftwerk Fortschritte bei der Bewältigung der Abfallbewirtschaftung erzielt hat.

Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die Einhaltung der geltenden Vorschriften sicherzustellen und die von der Anlage ausgehenden Nachteile für die geschützten Interessen zu kontrollieren.

3 AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN DARSTELLT

3.1 ANALYSE DER WIRKSAMKEIT DER MAßNAHMEN ZUR VERMEIDUNG UND VERRINGERUNG DER VOM KERNKRAFTWERK VERURSACHTEN AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN IM HINBLICK AUF DIE EFFIZIENZ DER BESTEN VERFÜGBAREN TECHNIKEN

Artikel 1.3.1 der Umweltentscheidung sieht vor: „Der Betreiber führt regelmäßig eine Analyse der Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belästigungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken durch, wobei er insbesondere die Leistungsunterschiede bewertet [...]“.

Die Analyse der Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der von der Kernkraftanlage Tricastin verursachten Auswirkungen und Belästigungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken, die sogenannte BVT-Analyse, bezieht sich auf die Auslegungsvorschriften, die Betriebspraktiken und den Optimierungsansatz, die von EDF in der Kernkraftanlage Tricastin umgesetzt werden.

Der Umfang der BVT-Analyse wird unter Berücksichtigung der in Artikel 4.1 des geänderten INB-Erlasses genannten Nachteile festgelegt, wobei der in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschriebene Grundsatz der Verhältnismäßigkeit zu den auf dem Spiel stehenden Belangen angewendet wird. Die Nachteile, die das Kernkraftwerk Tricastin für die im Rahmen dieser Analyse berücksichtigten Schutzinteressen mit sich bringt, stehen im Zusammenhang mit:

- Entnahme und Verbrauch von Wasser,
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer,
- Wärmeabgabe,
- radioaktiven und konventionellen Abfällen,
- Belästigungen durch Lärmemissionen. Die BVT-

Analyse bezog sich auf:

- die Ableitung radioaktiver und chemischer Abwässer, Abfälle und Lärmemissionen, die durch die Anlagen im Zusammenhang mit den Prozessen der nuklearen und konventionellen Inseln verursacht werden (siehe Abbildung 26),
- die Wasserentnahme und den Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer und die Abfälle, die durch die Hilfsanlagen des konventionellen Bereichs verursacht werden,
- die Wasserentnahme und der Wasserverbrauch sowie die Wärmeabgabe, die durch die Kaltquelle verursacht werden.

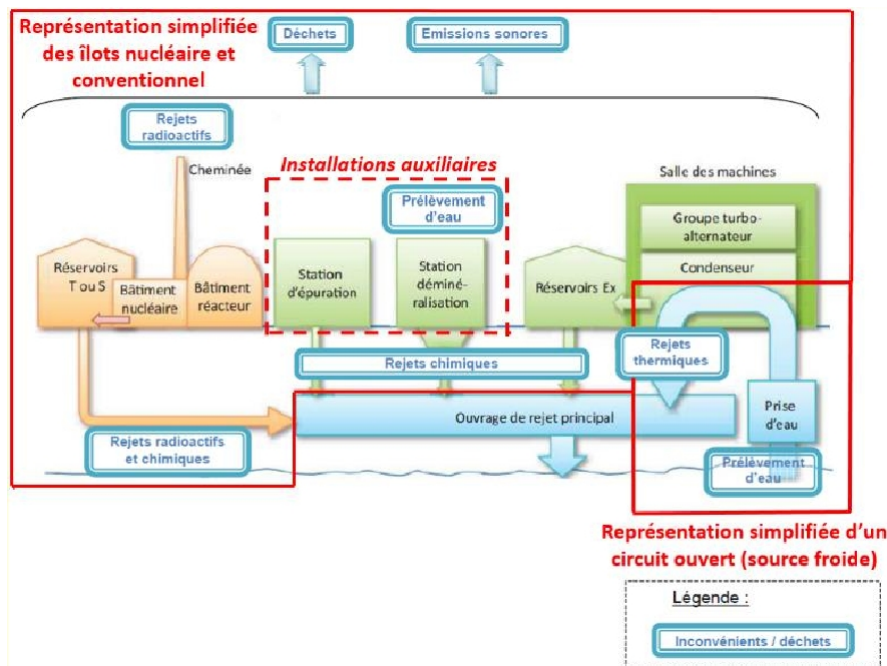


Abbildung 25 – Schematische Darstellung der nuklearen und konventionellen Inseln, der Kaltquelle und der damit verbundenen Nachteile

Die durchgeführte BVT-Analyse zeigt, dass die Vermeidung und Verringerung der vom Kernkraftwerk Tricastin verursachten Belastungen und Abfälle durch eine Reihe von Maßnahmen in den Bereichen Auslegung, Betrieb und Überwachung gewährleistet sind. Diese Maßnahmen wurden im Laufe der Jahre optimiert, um den ökologischen, technischen und rechtlichen Entwicklungen Rechnung zu tragen. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, die darauf abzielt, unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Einschränkungen, behördlichen Anforderungen und Kosten ein Gesamtoptimum zu definieren.

Darüber hinaus ermöglichen die Beobachtung technologischer Entwicklungen sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfäden die Validierung der von EDF getroffenen technischen und strategischen Entscheidungen. Sie tragen zudem zum Ansatz der kontinuierlichen Verbesserung der Umweltleistung des Kernkraftwerks Tricastin bei.

Zusammenfassend lässt sich sagen:

- Auf Ebene des Kernkraftwerks (prozessbezogene Anlagen und Hilfsanlagen) stehen die technischen Vorkehrungen und Betriebspraktiken zur Vermeidung und Reduzierung von Ableitungen mit den international anerkannten und umgesetzten Standards. Insbesondere bei den prozessbezogenen Anlagen der nuklearen und konventionellen Inseln sind die Emissionswerte des Kernkraftwerks Tricastin mit denen internationaler Kernkraftwerke zur Stromerzeugung vergleichbar,
- Auf Ebene des Kernkraftwerks ist die Abfallbewirtschaftung, von der Entstehung bis zur Entsorgung, optimiert und steht im Einklang mit den als BVT identifizierten Entsorgungs- und/oder Behandlungsverfahren. Die Analyse der Erfahrungsrückflusses des Kraftwerksparks und der von ausländischen Betreibern getroffenen Maßnahmen ermöglicht es, einen Überblick über nationale und internationale bewährte Praktiken zu gewinnen und zum Prozess der kontinuierlichen Verbesserung innerhalb von EDF beizutragen,
- Im Allgemeinen wird die Kontrolle der Lärmemissionen einerseits durch die Einführung von Maßnahmen zur Begrenzung des Lärmpegels der Anlagen und andererseits durch die Überprüfung der Einhaltung der vorgeschriebenen Lärmgrenzwerte durch regelmäßige Messkampagnen,

- Für die Hilfsanlagen des konventionellen Kraftwerksblocks (insbesondere die Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser) ermöglichen die von vom Kernkraftwerk Tricastin getroffenen Bestimmungen in Bezug auf Planung, Betrieb und Überwachung ermöglichen es, die mit der Wasserentnahme und dem Wasserverbrauch verbundenen Beeinträchtigungen zu begrenzen,
- für den Kaltwasserteil stehen die umgesetzten Planungs- und Betriebsvorschriften bezüglich der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs sowie der Wärmeabgabe mit den Empfehlungen des BREF ICS (Referenzdokument zur Anwendung der besten verfügbaren Techniken auf industrielle Kühltürme – Europäische Kommission – 2001) und anerkannten internationalen Leitfäden.

Die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die das Kernkraftwerk Tricastin für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Einschränkungen des Kernkraftwerks Tricastin dessen Gesamtumweltleistung es ermöglicht, die Gesamtheit der umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den BVT anzusehen.

3.2 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER UMGEBUNG DES KERNKRAFTWERKS

Gemäß Artikel 3.3.6 der Umweltgenehmigung „führt der Betreiber regelmäßig eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt durch, die sich auf die Anlage und ihre Umgebung erstreckt und in einem angemessenen Verhältnis zur Aktivität und zu den Herausforderungen steht.“

Die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks erfolgt auf der Grundlage der Daten aus der kontinuierlichen Umweltüberwachung. Sie ist in Teil II – Kapitel II – § I-2.2.1 und I-2.2.2 dargestellt.

Für den chemischen und radiologischen Zustand der Umwelt auf dem Gelände des Kernkraftwerks stellen die Böden (Rezeptor) die am besten geeignete Matrix für die Durchführung dieser Analyse dar. Sie wird in Teil II – Kapitel II – § I-2.3, Absatz I des Artikels 3.3.7 der Umweltentscheidung dargestellt, der darüber hinaus Folgendes vorsieht: „Bei Tätigkeiten, die die Erzeugung, Verwendung und Ableitung radioaktiver oder nicht radioaktiver Stoffe beinhalten, die den Boden und das Grundwasser kontaminieren können, umfasst die in Artikel 3.3.6 genannte Analyse einen Bericht über den Zustand der Böden der Anlage.“

3.2.1 Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks

Die Analyse des chemischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin basiert auf einem Vergleich der Werte der chemischen, physikalisch-chemischen und biologischen Parameter, die im Zeitraum 2008–2017 an den Messstationen oberhalb und unterhalb des Kernkraftwerks gemessen wurden.

Die aktuelleren Daten aus den Jahren 2018 und 2019 lassen im Vergleich zum Untersuchungszeitraum keine atypischen Entwicklungen erkennen. Die Ergebnisse fügen sich somit nahtlos in die zeitliche Entwicklung ein, ohne dass aus Sicht der ermittelten Qualität eine Abweichung festzustellen ist. Unter diesen Umständen ändern diese Daten nichts an den allgemeinen Schlussfolgerungen für den dargestellten Zeitraum.

Der Zeitraum 2008–2017 ist durch die Schwere der Hoch- und Niedrigwasserereignisse gekennzeichnet. Darüber hinaus zeigt der Vergleich der jährlichen Durchschnittsabflüsse des Jahrzehnts mit dem interannuellen Modul (1 368 m³/s), dass die Jahre 2009, 2011, 2015 und 2017 im Gegensatz zu den Jahren 2008, 2012, 2013, 2014 und 2016, die aus hydrologischer Sicht jeweils ein Defizit bzw. einen Überschuss aufweisen. Parallel dazu zeigt die Untersuchung des Temperaturverlaufs des Flusses eine Entwicklung, die durch immer frühere Frühjahre, höhere Sommertemperaturen und einen immer späteren Herbst mit Temperaturen unterhalb der 12 °C-Schwelle (physiologische Untergrenze für benthische Lebensgemeinschaften) gekennzeichnet ist. Diese Ausdehnung der warmen Jahreszeit vom Frühling bis in den Herbst begünstigt insbesondere die Entwicklung thermophiler Fische.

Die vom Kernkraftwerk Tricastin durchgeführte chemische und physikalisch-chemische Überwachung umfasst einerseits Parameter, die kontinuierlich durch Multiparametersonden gemessen werden (Temperatur, Leitfähigkeit, pH-Wert und gelöster Sauerstoff), und andererseits Parameter, die punktuell erfasst werden (7 jährliche Messkampagnen). Die Wärmeeinleitung führt zu leicht niedrigeren Konzentrationen an gelöstem Sauerstoff stromabwärts, die jedoch weiterhin den Bedürfnissen der Fischfauna entsprechen. Was die Gesamtheit der durch punktuellen Messungen untersuchten Parameter betrifft (Schwebstoffe, Mineralsalze, organische und oxidierbare Stoffe, Stickstoffverbindungen, Phosphorverbindungen, Metalle, Korrosionsinhibitoren und Reinigungsmittel), lässt keiner von ihnen einen nennenswerten Unterschied in den Konzentrationen zwischen den stromaufwärts und stromabwärts gelegenen Messstationen erkennen. Der Betrieb des Kernkraftwerks Tricastin hat somit keine signifikanten Auswirkungen auf die physikalisch-chemische Wasserqualität der Rhône.

Die Untersuchung der am Gewässergrund ansässigen Algen (Phytobenthos) ermöglicht es, die Auswirkungen von Umweltveränderungen zu bewerten und die Primärproduktion des Flusses abzuschätzen. Im Bereich des Kernkraftwerks Tricastin zeichnet sich die über einen kurzen Zeitraum (2014–2017) untersuchte Phytobenthos-Gemeinschaft durch eine geringe Schwankungsbreite zwischen den Jahren aus. Der Diatomeen-Biologische Index (IBD), ein standardisiertes Instrument zur Bewertung der Gewässerqualität, zeigt eine durchschnittliche Wasserqualität ohne nennenswerten Unterschied zwischen den stromaufwärts und stromabwärts gelegenen Messstellen, was darauf hindeutet, dass das Kernkraftwerk Tricastin keine Auswirkungen auf die Algenfauna hat.

Die Untersuchung der Makroinvertebraten im Zeitraum 2008–2017 zeigt für den gesamten Rhône-Abschnitt einen deutlichen Rückgang der Artenvielfalt der Populationen ab 2012, wobei Arten dominieren, die gegenüber Umweltveränderungen tolerant sind und von denen die am häufigsten vorkommenden exotische Arten sind. Zudem ist festzustellen, dass die stromaufwärts gelegene Messstelle eine geringere taxonomische Vielfalt aufweist als die stromabwärts gelegene, jedoch eine höhere Abundanz beibehält. Es wurden einige signifikante Unterschiede bei den am häufigsten vorkommenden Taxa festgestellt, aus denen sich die Gemeinschaften der ober- und unterhalb gelegenen Standorte zusammensetzen. Diese Unterschiede lassen sich durch eine gewisse Vielfalt der Lebensräume im Abflusskanal erklären, im Vergleich zu denen im Oberlauf, die aufgrund eines betonierten Ufers wesentlich homogener sind. Im Jahr 2017 erscheint die Gemeinschaft an beiden Standorten sehr artenarm, dominiert von Krebstieren (über 91 % der Individuen), begleitet stromaufwärts von Weichtieren (8 %) und Polychaeten (2 %) sowie stromabwärts von Polychaeten (4 %), Zweiflüglern und Weichtieren (jeweils 2 %). Die Intensität, vor allem aber die Periodizität der Hochwasserereignisse scheinen eine wesentliche Rolle bei der Verteilung und Strukturierung dieser Gemeinschaften zu spielen. Der Globale Biologische Index, der aus den standardisierten Bewertungsinstrumenten für die Gewässerqualität (IBGA und IBGN) abgeleitet wurde, zeigt, dass es keinen signifikanten Unterschied zwischen den stromaufwärts und stromabwärts gelegenen Messstellen gibt, und lässt keine signifikanten Auswirkungen des Kernkraftwerks Tricastin auf die Makroinvertebraten erkennen.

Die Entwicklung des Fischbestands wurde im Zeitraum 2008–2017 an fünf Messstellen untersucht: zwei Messstellen im Donzère-Mondragon-Kanal stromaufwärts und stromabwärts des Kernkraftwerks sowie drei weitere Messstellen an der Vieux-Rhône oder an der Rhône. An den fünf Messstellen kommen insgesamt die gleichen Arten vor, obwohl die beiden Messstellen am Kanal, die das Kernkraftwerk umgeben, deutlich armer besiedelt sind als die drei anderen Messstellen, was insbesondere auf die Befestigung der Ufer zurückzuführen ist, die zu einer großen Homogenität der Lebensräume führt. Die Messstellen an der Rhône und der Vieux-Rhône erweisen sich als Faunenreservoirs, in denen noch Arten beheimatet sind, die für die nicht künstlich veränderte Rhône charakteristisch sind. Die Berechnung des Flussfischindex (IPR) in den Jahren 2016 und 2017 an den Messstellen oberhalb und unterhalb des Kernkraftwerks Tricastin zeigt gute bis mäßige Entwicklungsbedingungen für die Fischfauna, außer im Jahr 2017 oberhalb des Kraftwerks, wo die Bedingungen weniger günstig erscheinen. Dieses Ergebnis lässt sich durch die sehr geringen Abflussmengen und die lange Dauer der Niedrigwasserperiode im Jahr 2017 erklären. Die Ergebnisse zeigen keine Auswirkungen des Betriebs des Kernkraftwerks auf die Fischfauna.

Die beobachteten räumlich-zeitlichen Unterschiede bei den biologischen Parametern sind hauptsächlich auf die hydroklimatischen Bedingungen (Auftreten von Hoch- und Niedrigwasser) und auf die spezifischen morphologischen Merkmale der Messstellen zurückzuführen (wie oben erläutert: Betonierung des Kanals von Donzère-Mondragon).

Die Analyse aller Überwachungsdaten zur aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks über den zehnjährigen Zeitraum 2008–2017 zeigt keine erkennbaren Auswirkungen des Kernkraftwerks Tricastin auf das Ökosystem der Rhône.

3.2.2 Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks

Die Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin stützt sich auf die jährlichen und zehnjährigen radioökologischen Studien „bas Bruit de Fond“. Sie umfasst einen Vergleich der Analyseergebnisse, die im Rahmen des vor der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks festgelegten Ausgangszustands (oder Nullpunkts) ermittelt wurden, mit den Ergebnissen der letzten zehnjährigen Bilanz. Es ist anzumerken, dass die Berücksichtigung der Überwachungsdaten aus den Jahren 2018 und 2019 die wichtigsten Schlussfolgerungen für den Untersuchungszeitraum (2008–2017) nicht verändert.

Die wichtigsten Schlussfolgerungen dieser Analyse für den Zeitraum 2008–2017 lauten:

- Die Radioaktivität in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin ist überwiegend natürlichen Ursprungs und geht im Wesentlichen auf Kalium-40 und Beryllium-7,
- In der terrestrischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin stammt die künstliche Radioaktivität hauptsächlich aus den Restwerten des atmosphärischen Niederschlags von , aus dem Unfall von Tschernobyl und in geringerem Maße aus dem Unfall von Fukushima. Diese früheren Ereignisse sind der Grund für den Nachweis von Cäsium 134 und 137 im Zeitraum 2009–2018 sowie – ausschließlich im Zusammenhang mit den Atomtests – von Strontium 90 und Alpha-Strahler (Plutonium 238, Plutonium 239 und 240, Americium 241). Der Niederschlag aus atmosphärischen Atomtests trägt ebenfalls zur Hintergrundaktivität von Tritium und Kohlenstoff 14 bei; diese beiden Radionuklide entstehen zudem auf natürlichem Wege und gehören ebenfalls zu den Radionukliden, die in den Abgasemissionen der Anlagen des Kernkraftwerks in die Atmosphäre gelangen. Mit Ausnahme einer geringen Markierung durch freies Tritium (HTO) und organisch gebundenes Tritium (TOL) sowie durch Kohlenstoff-14, deren Auswirkungen vernachlässigbar sind, lässt sich kein weiterer Beitrag der genehmigten Abgasemissionen der Kernkraftwerksanlage Tricastin zu den in der terrestrischen Umwelt in der Umgebung der Anlage gemessenen Aktivitäten nachweisen. Die Auswirkungen der Abgasemissionen des Kernkraftwerks auf die terrestrische Umwelt sind vernachlässigbar,
- in der aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin ist die vorhandene künstliche Gamma-Radioaktivität hauptsächlich auf Cäsium-137 zurückzuführen, das seinen Ursprung in den Atmosphärischer Fallout aus Luftkernwaffentests und dem Unfall von Tschernobyl. Spuren von Cäsium 134, die 2012 in Bewässerungswasser gemessen wurden, stammen aus dem Fallout des Unfalls von Fukushima. Strontium 90 und die in der aquatischen Umwelt nachgewiesenen Alpha-Strahler, die nicht in den Abwässern des Kernkraftwerks enthalten sind, stammen aus früheren radioaktiven Niederschlägen durch Atomtests in der Atmosphäre. Jod-131, das stromaufwärts und stromabwärts des Kernkraftwerks nachgewiesen wurde, stammt hingegen aus der medizinischen Verwendung dieses Radionuklids. Die genehmigten Ableitungen flüssiger Abwässer aus dem Kernkraftwerk Tricastin sind Ursache für den Nachweis künstlicher Gamma-Strahler (Kobalt-58 und -60 sowie metastabiles Silber-110), die sich mit den Auswirkungen der Abwasserableitungen der stromaufwärts gelegenen Anlagen (Kernkraftwerke Bugey, Cruas-Meysses und Saint-Alban-Saint-Maurice). Die in der aquatischen Umwelt in der Nähe des Kernkraftwerks Tricastin gemessenen Radioaktivitätswerte für freies Tritium (HTO) und organisch gebundenes Tritium (TOL) zeigen einen Einfluss auf die aquatischen Matrizen. Die erhöhten Tritiumwerte stromaufwärts und stromabwärts sind auf tritiumhaltige Einleitungen zurückzuführen, die mit der Verwendung von tritiumhaltigen Leuchtfarben durch die Uhrenindustrie zusammenhängen, die sich in der Vergangenheit in der Vergangenheit im Haut-Rhône angesiedelt war. Die in der aquatischen Umwelt beobachteten Markierungen¹⁴ haben nur eine vernachlässigbare Auswirkung. Die hydroökologische Überwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin zeigt keine auf den Betrieb des Kraftwerks zurückzuführende abnormale Entwicklung des Zustands der aquatischen Umwelt.

¹⁴ Es ist anzumerken, dass der Begriff „Markierung“ in der Radioökologie üblicherweise verwendet wird, um das messbare Vorhandensein eines Radionuklids in der Umwelt als Anstieg gegenüber dem Hintergrundrauschen in Verbindung mit einer identifizierten Quelle zu bezeichnen. Dieser Begriff sagt nichts über quantifizierte Aktivitätswerte aus.

Die Analyse der Ergebnisse der vom Betreiber im Zeitraum 2008–2017 in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführten radioökologischen Studien ermöglicht es somit, die natürliche Komponente der Radioaktivität herauszustellen die jeweiligen Beiträge des Niederschlags aus atmosphärischen Atomtests, der Unfälle von Tschernobyl und Fukushima sowie der Ableitungen, die die zulässigen Grenzwerte für flüssige radioaktive Abfälle der Anlage einhalten.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin vorhandene Radioaktivität überwiegend natürlichen Ursprungs ist und seit dem Referenzzustand stabil geblieben ist. Die künstliche Radioaktivität rund um das Kernkraftwerk ist hingegen hauptsächlich auf den globalen atmosphärischen Fallout von Atomtests sowie auf die genehmigten Ableitungen radioaktiver Abwässer aus den stromaufwärts an der Rhône gelegenen Anlagen und denen des Kernkraftwerks zurückzuführen. Die Auswirkungen der Ableitungen radioaktiver Abwässer aus dem Kernkraftwerk Tricastin auf die Umwelt sind vernachlässigbar.

3.3 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AM KERNKRAFTWERK (BODENZUSTAND)

Gemäß Artikel 3.3.7 der Umweltentscheidung: „Bei Tätigkeiten, die die Erzeugung, Verwendung und Ableitung radioaktiver oder nicht radioaktiver Stoffe beinhalten, die den Boden und das Grundwasser kontaminieren können, umfasst die in Artikel 3.3.6 genannte Analyse einen Bericht über den Zustand der Böden der Anlage.“

Die Analyse des Bodenzustands im Kernkraftwerk Tricastin stützte sich auf die Umweltdaten des Kraftwerks, auf die Grundwasserüberwachung sowie auf Bodenuntersuchungen, die direkt am Standort des Kraftwerks (in mehreren relevanten Bereichen) durchgeführt wurden.

- Das Kernkraftwerk Tricastin wurde in der Schwemmebene von Pierrelatte errichtet. Das Grundwasser liegt in einer Tiefe von 5 bis 6 m. Für den Bau des Kernkraftwerks wurden verschiedene Erschließungsarbeiten unternommen, darunter die Errichtung der Kraftwerksplattform auf einer Höhe von 52 m NGF ^{O15} (was einer Aufschüttungsdicke von 0,5 bis 3,5 m über dem natürlichen Gelände entspricht) und der Bau einer geotechnischen Umfriedung um die Produktionsreaktoren. Diese Umfriedung schränkt den Grundwasseraustausch zwischen dem Inneren und dem Äußeren der Umfriedung stark ein.
- Seit ihrer Inbetriebnahme wird das Kernkraftwerk Tricastin einer qualitativen und quantitativen Überwachung des direkt am Kraftwerk vorhandenen Alluvialgrundwassers unterzogen. Diese Überwachung hat sich im Laufe Betriebszeit weiterentwickelt, um den baulichen Maßnahmen und den sich ändernden behördlichen Anforderungen Rechnung zu tragen. Im Jahr 2012 wurde sie optimiert, um den Gebieten von besonderem Interesse Rechnung zu tragen. Für jeden überwachten Parameter wurden für alle Kernkraftwerksstandorte Schwellenwerte festgelegt: ein Untersuchungsschwellenwert (S1) und ein Aktionsschwellenwert (S2). Die Auswertung aller im Rahmen der Grundwasserüberwachung zwischen 2012 und 2018 durchgeführten Messungen umfasste die Ergebnisse von rund 22.000 Analysen an 40 Piezometern. Sie ergab Überschreitungen der Grundwasserüberwachungsgrenzwerte bei folgenden Parametern:
 - eine Überschreitung des Untersuchungsgrenzwerts für Kohlenwasserstoffe, für die derzeit Bewirtschaftungsmaßnahmen mit monatlicher Überwachung der Markierung durchgeführt werden. Die Quelle wurde identifiziert und beseitigt,
 - eine Markierung durch Nitrate (in Verbindung mit Phosphaten), die Gegenstand von Abhilfemaßnahmen war: Sanierung des Abwassersammelnetzes,
 - eine Überschreitung des Untersuchungsgrenzwerts für Ammonium, für die eine Kartierung des Grundwasserzustands des Kernkraftwerks anhand verschiedener Parameter durchgeführt wurde und sind im Gange, um das Phänomen besser zu verstehen. Es ist anzumerken, dass die Konzentrationen infolge von Reinigungsmaßnahmen an den Piezometern (durchgeführt im Jahr 2021) stark zurückgegangen sind,

¹⁵ NGF O: Allgemeine orthometrische Höhenmessung Frankreichs (Lallemand-System).

- erhöhte pH-Werte, die durch die Beschaffenheit der Aufschüttungen erklärt werden, die einer Bodenbehandlung durch Injektion von Zementmörtel unterzogen wurden,
- Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Phosphate, die sowohl auf einen regionalen Trend (beobachtet stromaufwärts des Kernkraftwerks) als auch auf die Markierung durch Nitrate zurückzuführen sind, wie zuvor erwähnt.

Die Ergebnisse der in den letzten Jahren durchgeführten chemischen Analysen zeigen für das Jahr 2021 eine Überschreitung des Aktionsgrenzwerts für Nitrate, Phosphate und Kjeldahl-Stickstoff (NTK) infolge einer festgestellten und behobenen Undichtigkeit an einer Abwasserleitung.

Die Ergebnisse der zwischen 2012 und 2018 durchgeführten radiologischen Analysen zeigen für 2013 eine Überschreitung des Untersuchungsgrenzwerts für Tritium im Bereich zwischen den Reaktoren. Diese Markierung war Gegenstand einer Nachverfolgung und von Korrekturmaßnahmen.

Die Ergebnisse der in den letzten Jahren durchgeführten radiologischen Analysen zeigen für die Jahre 2019 und 2021 eine Überschreitung des Aktionsgrenzwerts im Zusammenhang mit einer Tritiummarkierung in der Nähe der Lager- und Kontrollbehälter vor der Ableitung radioaktiver Abwässer (T-Behälter), die Gegenstand von Korrekturmaßnahmen (Reparatur einer Rohrleitung am T-Behälter). Eine verstärkte Überwachung dieser Markierungen ist ebenfalls im Gange.

Bei den Grundwasserproben, die außerhalb des geotechnischen Schutzbereichs des Kernkraftwerks Tricastin entnommen wurden, wurde keine Überschreitung chemischer oder radiologischer Grenzwerte im Zusammenhang mit dem Betrieb des Kernkraftwerks festgestellt.

Im Jahr 2011 wurde eine Untersuchung der historischen und umweltbezogenen Daten des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt. Diese stützte sich auf Dokumentenrecherchen, Aussagen von Mitarbeitern des Kraftwerks und Besichtigungen der Anlagen.

Zwischen 2011 und 2018 ergänzten Bodenuntersuchungen und -diagnosen die Erkenntnisse über die Umgebung. Sie zeigten leichte Verunreinigungen des Bodens durch eher schwere, öltartige Kohlenwasserstoffe, die wenig flüchtig und im Boden kaum mobil sind. Angesichts der Art der Stoffe und ihrer Konzentration stellen diese Verunreinigungen kein Risiko für die Umwelt oder die Gesundheit dar. Im nordwestlichen Teil des geotechnischen Geländes, wo eine Verunreinigung des Grundwassers durch Kohlenwasserstoffe festgestellt wurde, wurden die Böden charakterisiert, die Verunreinigung eingezielt und Maßnahmen zur Bewirtschaftung sind im Gange.

Die Analyse der verfügbaren Daten ermöglichte es, Untersuchungsgebiete für Bodenuntersuchungen festzulegen, um zusätzliche Informationen zu gewinnen. So wurden im Oktober und November 2018 auf dem Gelände des Kernkraftwerks Tricastin Bodenuntersuchungen in mehreren Bereichen durchgeführt. Dabei wurden 61 Bodenbohrungen bis zu einer Tiefe von 6 m durchgeführt und 464 Bodenproben für chemische und radiologische Analysen entnommen.

Im Verlauf dieser Untersuchungen zeigten die Ergebnisse der chemischen Analysen, dass die entnommenen Proben bei den meisten Parametern im Allgemeinen den anthropogenen Hintergrundwerten entsprachen. An bestimmten Bohrstellen wurden für die folgenden Parametergruppen Konzentrationen gemessen, die über den festgelegten Vergleichswerten (für das Kernkraftwerk Tricastin definierte Referenzwerte) lagen: Gesamtkohlenwasserstoffe, Phenole und Naphthalin, Spurenmetalle, Stickstoff- und Phosphatverbindungen, Chloride. Die meisten dieser Überschreitungen sind punktuell (eine einzige Messstelle pro Gebiet), und bei den betroffenen Messstellen zeigten die Bodenproben aus den darunterliegenden Schichten keine Anomalien in der Tiefe. Es handelt sich also um lokale, vereinzelte und sporadische Überschreitungen.

Zwei Bereiche weisen Bodenverfärbungen auf, die Anlass zu Untersuchungen gegeben haben:

- Im Bereich der Ölmühle und des Transformators neben dem Gebäude der Allgemeinen Hilfsdienste (BAG) wurden bei mehreren Bohrungen und in unterschiedlichen Tiefen Anomalien in Bezug auf Kohlenwasserstoffe festgestellt, darunter polyzyklische aromatische Kohlenwasserstoffe (PAK) in Verbindung mit Phenolen und Chlorphenolen. Wasseranalysen, die aus den nächstgelegenen Piezometern entnommen wurden, zeigten keine Anreicherung im Grundwasser (Ergebnisse unterhalb der Bestimmungsgrenze). Im September 2022 wurde eine ergänzende Erkundungskampagne durchgeführt, in deren Rahmen Bohrungen (davon zwei mit Piezometern ausgestattet) vorgenommen wurden. Die Ergebnisse dieser Kampagne werden derzeit ausgewertet.
- im Bereich des Ölabscheiders der Reaktoren 3 und 4 wurden einige Anomalien bei den Kohlenwasserstoffen festgestellt, die leicht über den Vergleichswerten lagen. Es gibt kein dokumentiertes Ereignis, das diese Werte zu erklären. Die letzten vorbeugenden Wartungsmaßnahmen am Ölabscheider (durchgeführt im Jahr 2016) und am nahegelegenen SEH-Netz (durchgeführt im Jahr 2017) haben keine Mängel ergeben, die die Dichtheit dieser Anlagen in Frage stellen. Die in diesem Bereich gemessenen Kohlenwasserstoffkonzentrationen bleiben moderat (unterhalb oder nahe dem ISDI16-Grenzwert¹⁶) und scheinen auf die aktuellen Aktivitäten des Kernkraftwerks zurückzuführen zu sein.

Schließlich wurden radiologische Kontrollen der bei den Bohrungen entnommenen Materialien durchgeführt und Bodenproben zur radiologischen Analyse an ein Labor geschickt.

Die Ergebnisse zeigten, dass in den untersuchten Bereichen keine radioaktive Markierung vorlag.

3.4 ELEMENTE, DIE EINE ÜBERPRÜFUNG DER EINLEITUNGSGRENZWERTE FÜR DIE IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHS GENANNTE STOFFE ERMÖGLICHEN

Artikel 4.1.11 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 besagt: „Die Ableitung [...] der in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe darf nur erfolgen, wenn eine Entscheidung der ASN [...] Ableitungsgrenzwerte für diese Stoffe festlegt, und zwar auf der Grundlage der vom Betreiber vorgelegten Begründungen hinsichtlich der Optimalität dieser Ableitungen und der Akzeptanz ihrer Auswirkungen. Die vorgenannten Grenzwerte werden regelmäßig überprüft. Der Betreiber nimmt die für diese Überprüfung erforderlichen Angaben in den in Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Prüfungsbericht auf.“

Für das Kernkraftwerk Tricastin sind die von diesem Artikel betroffenen Stoffe Borsäure, Stickstoff, Phosphate und Gesamtmetalle. Die Einleitungsgrenzwerte für diese Stoffe sind festgelegt in:

- dem Erlass vom 8. Juli 2008 zur Genehmigung der Entscheidung Nr. 2008-DC-0102 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 13. Mai 2008 zur Festlegung der Grenzwerte für die Ableitung von flüssigen aus den von Electricité de France (EDF-SA) betriebenen Kernkraftwerken Nr. 87 und Nr. 88 in der Gemeinde Saint-Paul-Trois-Châteaux (Département Drôme)
- die Entscheidung Nr. 2008-DC-0101 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 13. Mai 2008 zur Festlegung der Vorschriften bezüglich der Modalitäten für die Entnahme und den Verbrauch von Wasser sowie für die Ableitung in die Umwelt von flüssigen und gasförmigen Abfällen der von Electricité De France (EDF-SA) in der Gemeinde Saint-Paul-Trois-Châteaux (Département Drôme) betriebenen Kernkraftwerke Nr. 87 und Nr. 88.

Die Methode zur Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe stützt sich auf zwei Schwerpunkte:

- die Analyse der Erfahrungswerte der tatsächlichen Einleitungen des Kernkraftwerks im Zeitraum 2012–2021 im Vergleich zu den geltenden gesetzlichen Grenzwerten,
- die Ermittlung etwaiger Anforderungen für den Betrieb der Reaktoren.

Anhand dieser beiden Aspekte lässt sich gegebenenfalls feststellen, für welche Stoffe die Ableitungsgrenzwerte nicht mit den Anforderungen für den Reaktorbetrieb vereinbar sind.

¹⁶ ISDI-Schwellenwert: Akzeptanzschwellenwert für eine Anlage zur Lagerung von Inertabfällen.

Die Anwendung dieser Methode auf das Kernkraftwerk Tricastin zeigt, dass die Ableitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe mit den Anforderungen für den Betrieb der Reaktoren vereinbar sind.

3.5 BILANZ DER DURCHFÜHRTEN STUDIEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN STUDIEN UND VORLÄUFIGER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE

Artikel 6.8 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 sieht vor: *„Wenn Abfälle nach Modalitäten konditioniert sind, die mit ihrer Annahme in den Lagerstätten, für die sie laut Abfallbewirtschaftungsstudie bestimmt sind, unvereinbar sind, nimmt der Betreiber so schnell wie möglich eine Neukonditionierung vor. Erfordert diese Neuverpackung vorbereitende Studien, legt der Betreiber in Abständen, die von der Behörde für nukleare Sicherheit festgelegt werden, eine Bilanz der durchgeführten Studien, einen Überblick über die noch durchzuführenden Studien und den vorläufigen Zeitplan für die Neuverpackung der Abfälle vor. Diese Informationen sind zudem im Überprüfungsbericht enthalten.“*

Die Konstruktionsprinzipien der Aufbereitungs- (CENTRACO) und Endlagerungsanlagen (ANDRA) für radioaktive Abfälle haben zur Festlegung von Anforderungen an die Abfälle geführt, die sich aus den Herausforderungen der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Sicherheit ergeben, die mit den verschiedenen Lebensphasen dieser Anlagen verbunden sind (Betrieb sowie Überwachung und Nachüberwachung für die ANDRA-Endlager).

Die Einhaltung dieser Anforderungen stellt eine zentrale Herausforderung dar, die sowohl von den abfallerzeugenden Betreibern als auch von den industriellen Betreibern der Behandlungs- und Endlagerungsketten geteilt wird. Sie werden vom Kernkraftwerk Tricastin durch die technischen und organisatorischen Vorkehrungen umgesetzt, die es zur Herstellung der Versandgebinde trifft, wobei die wichtigsten Phasen folgende sind:

- die Abfallsammlung an den Produktionsstätten,
- die Verpackung der Abfälle in von den Behandlungs- und Lagerungsbranchen zertifizierten Verpackungen,
- die Kontrolle über den Inhalt der Pakete,
- den Versand der Pakete an ein geeignetes Verarbeitungs- oder Lagerzentrum. Mit all diesen Phasen des

Abfallmanagementprozesses sind verbunden:

- die Sensibilisierung der Beteiligten, um die Einhaltung der Anforderungen der jeweiligen Branchen zu gewährleisten,
- die Durchführung technischer Kontrollen,
- die Überwachung der Herstellung der Versandbehälter.

Im Jahr 2015 wurde eine Arbeitsgruppe „Verpackungsqualität“ zwischen der ANDRA und den drei größten Erzeugern radioaktiver Abfälle, EDF, AREVA¹⁷ und CEA, eingerichtet, um Verbesserungspotenziale im Bereich der Entsorgung radioaktiver Abfälle zu identifizieren und Verbesserungsansätze zu erarbeiten, die zur Gewährleistung der Konformität der Verpackungen in Betracht gezogen werden sollten.

Diese Organisation zielt darauf ab, ein Maß an Kontrolle zu gewährleisten, das den Herausforderungen angemessen ist, wie sie sich aus den potenziellen Auswirkungen und Risiken ergeben, die mit möglichen Nichtkonformitäten oder Qualitätsmängeln bei Behältern verbunden sind.

Besondere Aufmerksamkeit gilt dabei den Behältern aus Beton, die im Mehrfachbarrierenkonzept des Endlagers Aube (CSA) eine Einschlussfunktion erfüllen und wesentlich zu dessen radiologischem Bestand beitragen.

¹⁷ Heute ORANO.

Abbildung 26 zeigt die Entwicklung der Qualität der Betonhüllen-Verpackungen des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2012–2021.

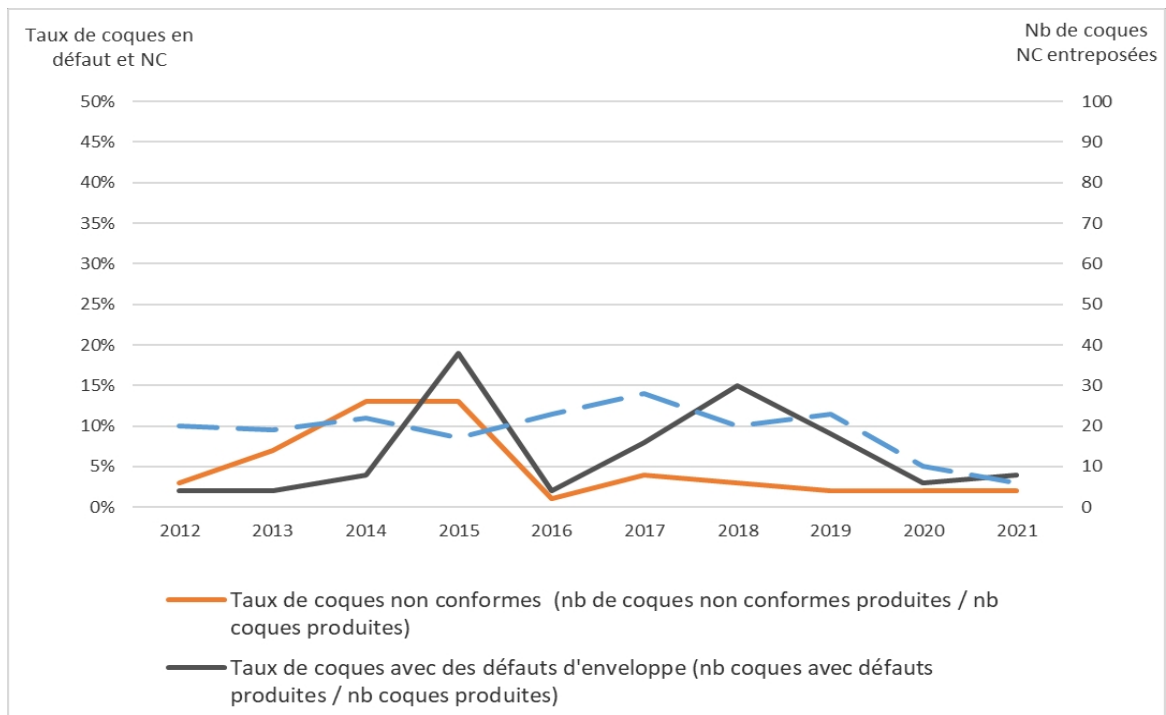


Abbildung 26 – Entwicklung der Qualität der im Zeitraum 2012–2021 produzierten Abfallbehälter

Der Anteil der von einer Nichtkonformität betroffenen Hüllen lag im Zeitraum 2012–2021 im Durchschnitt bei 5 %, mit einem Höchstwert von 13 % in den Jahren 2014 und 2015. Dieser Anteil im Zeitraum 2014–2015 ist auf eine geringere Anzahl von Behältern zurückzuführen, die in diesen Jahren produziert und am Standort gelagert wurden. Der leichte Anstieg der Anzahl gelagerter nicht konformer Behälter im Jahr 2017 hängt teilweise mit der Aussetzung der Annahme von 10-BB-Paketen durch die ANDRA zusammen, die im Juni 2018 aufgehoben wurde.

In den Jahren 2015 und 2018 wurde ein Anstieg des Anteils an Schalen mit Hüllenmängeln festgestellt.

Obwohl diese Art von Verpackungen weiterhin versandfähig ist, wurden Maßnahmen ergriffen, um diese Art von Qualitätsmängeln zu begrenzen (Sensibilisierung des Partners, Überwachungsmaßnahmen in den verschiedenen Phasen der Schalenherstellung, Schulungen zum Thema „Verschließen“ usw.), mit dem Ziel, die Qualität der hergestellten Verpackungen zu verbessern. Diese Maßnahmen haben seit 2018 zu einem Rückgang der Nichtkonformitäten geführt und seit 2020 zu einer Rückkehr auf das historische Niveau von 4 %.

Darüber hinaus wird auch die Qualität von Abfällen mit geringer und sehr geringer Radioaktivität, die in verfallbaren Behältern verpackt sind, überwacht, obwohl diese keine Sicherheitsrisiken darstellen (geringer radiologischer Bestand, keine erforderlichen Einschließungseigenschaften). Denn wiederkehrende Qualitätsmängel können dazu führen, dass die Abfallentsorgungs- und -lagerungsbetriebe die Annahme der Abfälle aussetzen.

Dieser Faktor kann erhebliche industrielle (Risiko der Überlastung der Lagerkapazitäten) oder sogar regulatorische (Risiko der Überschreitung der Grenzwerte für gelagerte Abfallmengen) Einschränkungen für den Standort mit sich bringen.

Was restriktive Maßnahmen seitens der Behandlungs- und Lagerungsanlagen betrifft, war das Kernkraftwerk Tricastin Gegenstand:

- einer lokalen Aussetzung der Annahme der Genehmigung 10 BB (bezüglich Schlämme), die von der ANDRA im Oktober 2017 mitgeteilt wurde,
- einer Aussetzung der Annahme von TFA-Metallabfällen, die in Metallbehältern verpackt sind (Charge EDF 06 0002), die von der ANDRA im Februar 2015 mitgeteilt wurde,
- einer lokalen Aussetzung der Annahme von in Metallfässern verpackten heterogenen Abfällen (Genehmigung 1A/1P), die von der ANDRA im Februar 2014 mitgeteilt wurde,
- einer landesweiten Aussetzung der Genehmigung 7 BN, die von der ANDRA im März 2019 mitgeteilt wurde.

Diese Aussetzungen wurden dank der ergriffenen Maßnahmen im Juni 2018, September 2015, Januar 2016 bzw. Dezember 2019 aufgehoben

Tabelle 5 zeigt die dauerhaften konditionierten Abfälle (das Kernkraftwerk Tricastin hat bis heute keine Abfallgebinde in vergänglichen Behältern produziert). Die Tabelle enthält auch die bis Ende 2021 durchgeführten oder noch durchzuführenden Untersuchungen zu nicht konformen Abfallbehältern.

Abfallart	Genehmigung oder Annahme durch die Entsorgungskette	Anzahl der Gebinde, die nicht den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette entsprechen (die Ende 2021 noch im Kernkraftwerk Tricastin verbleiben)	Gesamtzahl der produzierten Gebinde (verschlossene Gebinde) [2012–2021]	Untersuchungen für die Verpackung		Zeitplan für die Umverpackung
				Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Verdampferkonzentrate (FMA-VC)	10 I	5	554	Siehe Details in der folgenden Tabelle		
Wasserfilter und technologische Abfälle (MA-VC)	11 AT	21	510	Siehe Details in der folgenden Tabelle		
Harze (MA-VC)	11 BX	0	310			
Schlämme (FMA-VC)	10 BB	2	37	Siehe Details in der folgenden Tabelle		
Nicht konforme, wiederaufbereitete Rumpfe	7 BN	0	23			

Tabelle 5 – In langlebigen und verderblichen Behältern verpackte Abfälle mit vorheriger Stilllegung

Paketnummer	Genehmigung	Abfallart	Für die Verpackung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan für die Umverpackung
			Durchgeführt	Noch noch durchzuführen	
3191577	10 L	Konzentriert	- Fehlerbeschreibung: Paket nicht konform wegen Defekt an der Verpackung Antrag auf Kostenübernahme (Ref. D453421061625)	Gegenstandslos	Behälter am 31.03.2022 nach einem Antrag auf Übernahme durch die ANDRA versandt
3191588	10 I	Konzentration	- Fehlerbeschreibung: Nicht konformes Paket aufgrund eines Defekts der Verpackung Antrag auf Übernahme (Ref. D453421061626)	Gegenstandslos	Behälter am 21.04.2022 nach einem Übernahmeantrag bei der ANDRA versandt
3172282	10 I	Konzentration	Fehlerbeschreibung: Dosisleistungsäquivalent über 2 mSv/h, was einen Versand nach dem Abklingen der Radioaktivität ermöglicht	Nicht zutreffend	Warten auf den Abklingprozess (voraussichtlicher Termin: 2023)
3210434	10 I	Konzentration	Fehlerbeschreibung: Nicht konformes Paket aufgrund eines Defekts an der Verpackung	Antrag auf Übernahme ANDRA	Neuverpackung des Pakets für den Versand an das CSA (voraussichtlicher voraussichtlich: 2024)
3210651	10 I	Konzentration	Fehlerbeschreibung: Paket nicht konform aufgrund eines Defekts an der Verpackung	Antrag auf Kostenübernahme ANDRA	Neuverpackung des Pakets für den Versand an das CSA (voraussichtlicher : 2024)
3140793	10 BB	Schlämme	- Fehlerbeschreibung: Paket mit nicht konformer Oberflächenverunreinigung Antrag auf Übernahme (Ref. D453421060801)	Entfällt	Neuverpackung des Pakets für den Versand an das CSA (voraussichtlicher Termin: 2023)
3161842	10 BB	Schlämme	- Fehlerbeschreibung: Dosisäquivalentfluss, der eine Neuverpackung erfordert Antrag auf Übernahme (Ref.: D453420025142)	Entfällt	Neuverpackung des Pakets für den Versand an das CSA (voraussichtlicher Termin: 2023)
3152556	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse muss verkleinert werden, um die Transportkriterien zu erfüllen und IP2 zu erreichen	Nicht zutreffend	Gehäuse versandt am 31.03.2022
3191545	11 AT	Wasserfilter	- Fehlerbeschreibung: Schale muss verkleinert werden, um die Transportkriterien zu erfüllen und IP2 zu bestehen + Verschluss ragt über den oberen Rand des Pakets hinaus Antrag auf Kostenübernahme (Ref.: D453421061624)	Gegenstandslos	Gehäuse versandt am 31.03.2022
3210841	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Paket mit einer maximalen äquivalenten Dosisleistung von mehr als 2 mSv/h	Nicht zutreffend	Verpackung versandt am 19.05.2022
3131846	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse muss verkleinert werden, um die Transport- und IP2 zu erreichen	Nicht zutreffend	Gehäuse versandt am 24.05.2022
3200537	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das eine Reduzierung der Strahlung erfordert, um die Transportkriterien zu erfüllen und IP2 zu bestehen + Paket mit einem maximalen äquivalenten Dosisleistungswert von mehr als 2 mSv/h	Nicht zutreffend	Gehäuse versandt am 24.05.2022
3210693	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das eine Reduzierung erfordert für die Transportkriterien einhalten und	Nicht zutreffend	Gehäuse versandt am 27.07.2022

Nummer des Pakets		Art der Abfall	Für die Verpackung erforderliche Untersuchungen		Zeitplan
			Durchgeführt	Rest zuzuführen	voraussichtlich Aufbereitung
			auf IP2 umstellen		
3210832	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse muss verkleinert werden, um die Transportkriterien zu erfüllen und IP2 zu erreichen	Nicht zutreffend	Gehäuse versandt am 27.07.2022
3210506	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Paket mit einer maximalen äquivalenten Dosisleistung von mehr als 2 mSv/h	Nicht zutreffend	Warten auf den Abklingprozess (voraussichtlicher Termin: 2023)
3210691	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Paket mit einer maximalen äquivalenten Dosisleistung von mehr als 2 mSv/h	Nicht zutreffend	Erwarteter Rückgang (voraussichtlicher Zeitpunkt: 2023)
3190413	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Äquivalentdosisleistung leicht über 2 mSv/h, was einen Versand nach einigen Monaten der Abklingen	Nicht zutreffend	Warten auf den Abklingprozess (voraussichtlicher Termin: 2023)
3200508	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das eine Reduzierung erfordert, um die Transport- und IP2 zu erreichen	Nicht zutreffend	Warten auf Abbau (voraussichtlicher Termin: 2023)
3151633	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das eine Reduzierung erfordert, um die Transport- und IP2 zu erreichen	Nicht zutreffend	Warten auf Abbau (voraussichtlicher Termin: 2024)
3200509	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das eine Reduzierung erfordert, um die Transport- und IP2 zu erreichen	Nicht zutreffend	Warten auf Abbau (voraussichtlicher Termin: 2024)
3200656	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Behälter, der eine Abklingung erfordert, um die Transportkriterien zu erfüllen und IP2 zu bestehen + Sendung mit einem maximalen äquivalenten Dosisleistungswert von mehr als 2 mSv/h	Nicht zutreffend	Rückgang erwartet (voraussichtlicher Zeitpunkt: 2024)
3201628	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das eine Verkleinerung erfordert, um die Transport- und IP2 zu erreichen	Nicht zutreffend	Warten auf Abbau (voraussichtlicher Termin: 2025)
3120234	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das eine Verkleinerung erfordert, um die Transport- und IP2 zu erreichen	Nicht zutreffend	Warten auf Verkleinerung (voraussichtlicher Termin: 2025)
3181598	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Behälter, der eine Abklingung erfordert, um die Transportkriterien zu erfüllen und IP2 zu bestehen + Sendung mit einem maximalen äquivalenten Dosisleistungswert von mehr als 2 mSv/h	Antrag auf Übernahme durch ANDRA	Warten auf den Radioaktivitätsabbau (voraussichtlicher Termin: 2025)
3200515	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Paket mit einer maximalen Dosisleistung von über 2 mSv/h und Rückführung des Filters	Antrag auf Übernahme durch ANDRA	Abwarten des Zerfalls und Aufbereitung des Pakets für den Versand an das CSA (voraussichtlicher Termin : 2026)

Nummer des Pakets		Art	Für die Verpackung erforderliche Untersuchungen		Zeitplan
		Abfall	Durchgeführt	Rest zuzuführen	voraussichtlich Neuverpackung
3190478	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse erfordert eine Verkleinerung, um die Transportkriterien zu erfüllen und IP2 zu erreichen	Nicht zutreffend	Warten auf Abklingen (voraussichtlicher Termin: 2026)
3200512	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das eine Reduzierung erfordert, um die Transportkriterien zu erfüllen und IP2 zu erreichen	Entfällt	Warten auf Abbau (voraussichtlicher Termin: 2026)
3200531	11 AT	Wass erfilter	Fehlerbeschreibung: Behälter, der eine Abklingung erfordert, um die Transportkriterien zu erfüllen und IP2 zu bestehen + Sendung mit einem maximalen äquivalenten Dosisleistungswert von mehr als 2 mSv/h	Nicht zutreffend	Warten auf den Radioaktivitätsabbau (voraussichtlicher Termin: 2026)

Tabelle 6 – Einzelheiten zu den noch durchzuführenden Untersuchungen und zum voraussichtlichen Zeitplan für die eventuelle Umverpackung der Behälter 10BB und 11AT, die in einer Weise verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege unvereinbar ist

Abfallart	Genehmigung oder Annahme durch die Entsorgungslinie	Anzahl der Behälter, die nicht den Annahmespezifikationen der Entsorgungslinie entsprechen	Gesamtzahl der produzierten Gebinde [2012–2021]	Für die Verpackung erforderliche Studien		Zeitplan für die Neuverpackung
				Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Metallabfälle (FMA-VC)	SOCO04	0	56			
Verbrennbare feste Abfälle (FMA-VC)	SOCINC	0	26 929			
Harze (FMA-VC)	SOCREI	106	278	- Beschreibung des Problems: Menge pro Fass > maximal zulässige Menge - Erteilung einer Ausnahmegenehmigung durch CENTRACO: DTD 17-2548-01 - Versand von 10 „Test“-Fässern im Hinblick auf eine Zulassung	Entfällt	Keine Umverpackung vorgesehen: Ausnahmegenehmigung 2018 unter dem Ausnahmegenehmigungscode TRI 18001, Genehmigung für bis zu 30 Fässer pro Versand, jedoch kein Versandfenster für diese Art von Abfällen in den Jahren 2019 und 2020 aufgrund einer hohen Ausschussquote bei der Zeitraum
Lösungsmittel/Öle in Fässern (TFA oder FMA-VC)	SOCHUP	0	55			
Öle in Tanks (TFA oder FMA-VC)	SOCHU	0	6			

Abfallart	Zulassung oder Annahme durch den Entsorgungsweg	Anzahl der Verpackungen, die nicht den Annahmebedingungen der Entsorgungskette entsprechen	Gesamtzahl der produzierten Verpackungen [2012–2021]	Für die Verpackung erforderliche Untersuchungen		Zeitplan für die Neuverpackung
				Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Technologische Abfälle (FMA-VC)	1 A	90	7 907	– Fehlerbeschreibung : In Fässern verpackte Luftfilter mit einem verzinkten Stahlrahmen, der nicht den Spezifikationen entspricht – Analyse der Demontage, die je nach den physikalischen Eigenschaften der Filter	Nicht zutreffend	Keine Aufbereitung vorgesehen: Demontage der Filter, Sortierung nach Abfallart gemäß den Vorgaben der Entsorgungskanäle (2023)
Wasserfilter (FMA-VC)	1 P	0	335			
Anionische und kationische Harze (TFA)	APG-A	0	125			

Abfallart	Zulassung oder Annahme durch den Entsorgungsweg	Anzahl der Verpackungen, die nicht den Annahmebedingungen der Entsorgungskette entsprechen	Gesamtzahl der produzierten Verpackungen [2012–2021]	Für die Aufbereitung erforderliche Untersuchungen		Zeitplan für die Neuverpackung
				Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Kationische Harze (TFA)	APG-CM	0	138	– Unsicherheit bezüglich der Annehmbarkeit von Sendungen aufgrund geänderter ANDRA-Spezifikationen beseitigt – Neues Dossier erstellt	Entfällt	– Keine Umverpackung erforderlich – Wiederaufnahme der Entsorgung im Jahr 2022
Aktivkohle in loser Form (TFA)	CHVR01	0	12			
Schuhe mit Stahlkappe (TFA)	CHAUSS-AX	0	16			
Microtherm-Pulver (TFA)	TRI002	0	56			
Metallabfälle (TFA)	FNPAY oder FN1AY	0	884			
Bauschutt (TFA)	GRA-AX	0	401			
Jodfallen (TFA)	PI01	0	44			
Metallabfälle (TFA)	PS900	0	0			
Spezifische verbrennbare Abfälle (FMA-VC)	SOC002	0	7			
Leuchtstoffröhren (TFA)	TBFLU	0	3			
Metallabfälle (FMA-VC)	1401-METAL	0	23			
Verbrennbare feste Abfälle (FMA-VC)	1401-DSI	0	113			

Tabelle 7 – In vergänglichen Behältern konditionierte Abfälle, ohne vorherige Lagerung

3.6 ELEMENTE, DIE EINE ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER PERMANENTEN

RADIOAKTIVITÄTSÜBERWACHUNG ODER DER VERDOPPLUNG DER MESSKETTEN ERMÖGLICHEN

Artikel 3.2.18 der Umweltentscheidung besagt: „Radioaktive flüssige Abfälle unterliegen einer kontinuierlichen Überwachung ihrer Aktivität an der Ableitung. Diese Überwachung der Radioaktivität erfolgt mithilfe von zwei unabhängigen Messketten, die jeweils mit einem Alarm ausgestattet sind, der auf einen Schwellenwert der Aktivitätskonzentration eingestellt ist, dessen Auslösung die automatische Unterbrechung der Ableitung bewirkt. Im Falle einer in Artikel 4.1.13 des oben genannten INB-Erlasses genannten Vermischung von radioaktiven flüssigen Abfällen mit kontinuierlich abgeleiteten nicht radioaktiven flüssigen Abfällen erfolgt diese Überwachung an einer Stelle der Leitung, die sich stromaufwärts der Vermischungsstelle mit diesen anderen Abfällen befindet.“

Für Kernkraftwerke, für die die Vorschriften keine permanente Überwachung oder Verdopplung der oben genannten Messketten vorsehen, werden Elemente bereitgestellt, um diese Vorschriften im Rahmen der Überprüfung gemäß Artikel 6.5 der Umweltentscheidung zu überprüfen: „Die in Artikel 3.2.18 Absatz I vorgesehene permanente Überwachung der Radioaktivität oder die Verdopplung der Messketten sind nicht erforderlich, wenn die vor diesem Inkrafttreten geltenden Schutzvorschriften dies nicht vorsehen; Der Betreiber fügt jedem nach dem 1. Juli 2015 gemäß Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgelegten Überprüfungsbericht alle Unterlagen bei, die es der Behörde für nukleare Sicherheit ermöglichen, diese Vorschriften zu überprüfen.“

Die radioaktiven Abwässer des Kernkraftwerks Tricastin werden an der Ableitung kontinuierlich auf ihre Aktivität überwacht. Diese Überwachung der Radioaktivität erfolgt mithilfe von zwei unabhängigen Messketten, die jeweils mit einem Alarm ausgestattet sind, der auf einen Schwellenwert der Aktivitätskonzentration eingestellt ist, dessen Auslösung die automatische Unterbrechung der Ableitung bewirkt.

Somit erfüllt das Kernkraftwerk Tricastin die Anforderungen von Artikel 3.2.18 der Umweltentscheidung.

3.7 MESSUNG DER LÄRMEMISSIONEN DES KERNKRAFTWERKS

Artikel 4.4.5 Absatz I der Umweltentscheidung sieht vor: „Der Betreiber führt mindestens einmal alle zehn Jahre auf eigene Kosten eine Messung der Lärmemissionen seiner Anlage durch. Diese Messungen erfolgen an vom Betreiber festgelegten Standorten, um die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte in den Bereichen zu beurteilen, in denen diese geregelt sind“, und Absatz III dieses Artikels präzisiert: „Die Ergebnisse dieser Messungen werden dem in Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Bericht zur Überprüfung der Anlage beigelegt“.

Das Kernkraftwerk Tricastin war zwischen dem 2. Februar und dem 4. März 2015 Gegenstand einer akustischen Messkampagne.

Die Messstellen sind so festgelegt, dass die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte¹⁸ in den regulierten Gebieten (ZER) beurteilt werden kann. Umgebungslärm¹⁹ werden somit in den Wohngebieten durchgeführt, die den Lärmemissionen des Kernkraftwerks Tricastin am stärksten ausgesetzt sind, und zwar in einem Umkreis von maximal zwei Kilometern, in direkter Sichtlinie zu den Anlagen und in verschiedenen Richtungen rund um das Kernkraftwerk. Dadurch werden die wichtigsten lokalen Windverhältnisse abgedeckt. Die Messungen an der Standortgrenze (LDS) werden in Richtung dieser Wohngebiete durchgeführt. Die Messstellen für den Restlärm²⁰ werden gemäß Abschnitt 6.6 der Norm NF S 31-010 zur Charakterisierung und Messung von Umgebungslärm festgelegt, um den Restlärmpegel eines Bereichs zu schätzen, ohne den Betrieb des Kernkraftwerks zu unterbrechen.

¹⁸ Emergenz: arithmetische Differenz zwischen Umgebungslärm und Restlärm. Sie wird in dBA angegeben.

¹⁹ Umgebungslärm: Der in der Umgebung gemessene Gesamtlärm. Er umfasst alle Lärmquellen in der Umgebung, einschließlich der industriellen Lärmquellen der Anlage. Er wird in dBA angegeben.

²⁰ Restlärm: Lärm, der von allen Umgebungsquellen außer den industriellen Lärmquellen der Anlage erzeugt wird. Er wird in dBA angegeben.

Alle diese Messstellen sind in Abbildung 27 dargestellt. Die Punkte „Amb X“ (AMB 1 bis 5 in Orange) entsprechen den Messstellen für den Umgebungslärm, die Punkte „Res X“ (Res 1 bis 5 in Grün) entsprechen den Messstellen für Restlärm, und die Nummern „1“ bis „4“ in Rot entsprechen den Punkten an der Standortgrenze (LDS).

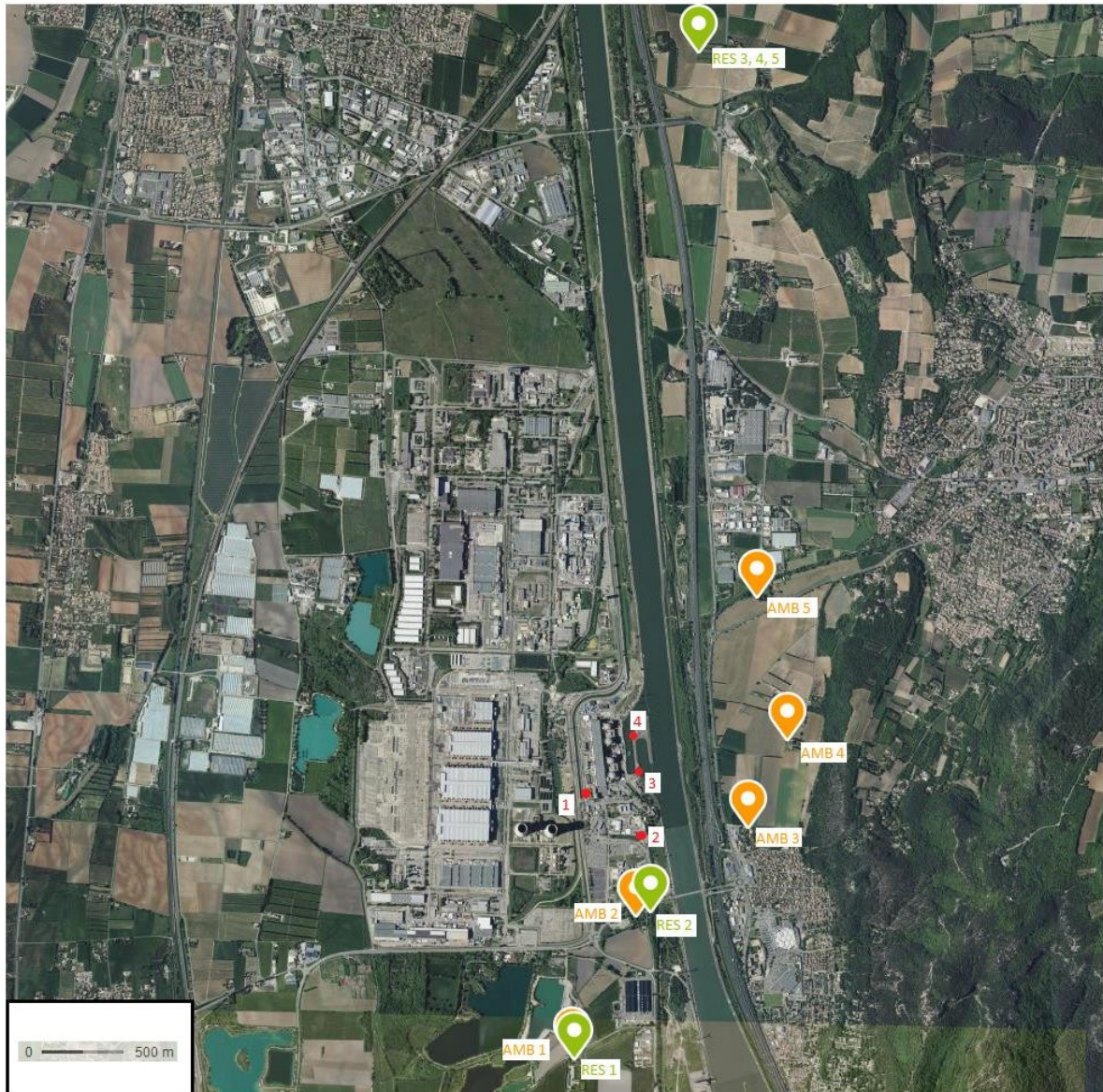


Abbildung 27 – Lage der Messpunkte in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin

Die Berücksichtigung der für das Kernkraftwerk spezifischen Einschränkungen (große Entfernungen zwischen Quelle und Empfänger, Unmöglichkeit, den Betrieb der Anlagen vollständig einzustellen) veranlasst EDF dazu, umfangreiche Maßnahmen zu ergreifen, um repräsentative Messergebnisse zu erhalten. Tatsächlich werden die Messungen in der Umgebung des Kernkraftwerks über einen langen Zeitraum (mindestens zwei Wochen) durchgeführt und von einer Erfassung der Betriebsbedingungen der Anlagen begleitet. Diese Messungen entsprechen der Norm NF S 31-010 „Charakterisierung und Messung von Umgebungslärm“ (Gutachtenmethode). Während der gesamten Messkampagne werden detaillierte meteorologische Messungen mithilfe eines auf dem Kernkraftwerk installierten 3D-Schallanemometers durchgeführt. Dieses ermöglicht die minutengenaue lokale Erfassung von: durchschnittlicher Windrichtung und -geschwindigkeit, Außentemperatur, Luftfeuchtigkeit sowie Wind-, potenziellen Temperatur- und effektiven Geschwindigkeitsgradienten in Richtung der Messpunkte. Die Messungen am ZER werden in der Regel über die gesamte Dauer der Messkampagne kontinuierlich durchgeführt, doch aufgrund ihres konservativen Charakters (insbesondere zulässige gesetzliche Grenzwerte und niedrigere Restlärmpegel) werden vorrangig die Ergebnisse aus dem Nachtzeitraum (50 %-Fraktilindex, integriert über Stichproben von ca. 9 Stunden zwischen 22 Uhr und 7 Uhr) herangezogen, um die Konformität der Kernkraftwerke zu beurteilen.

Eine erste Analyse der Rohmessdaten und der Betriebsbedingungen des Kernkraftwerks ermöglicht es, die große Menge an Messdaten zu sichten und die relevantesten auszuwählen: Ausschluss von Störungen, die nicht repräsentativ für das gesamte Wohngebiet sind (z. B. Geräusche einer privaten Wärmepumpe) oder für eine übliche Situation (z. B. ein lokales Fest), Wetterbedingungen, die der Norm NF S 31-010 entsprechen (Windgeschwindigkeit unter 5 m/s, kein nennenswerter Regen), ausreichende Abdeckung der lokalen Ausbreitungsbedingungen in Verbindung mit den Wetterbedingungen und den normalen Betriebsbedingungen des Kernkraftwerks (maximal Anzahl an in Betrieb befindlichen Reaktoren, stabiler Betrieb, keine außergewöhnlichen Ereignisse im Kernkraftwerk). Eine statistische Auswertung der ausgewählten Stichproben auf der Grundlage von zehn Jahren meteorologischer Daten, die am Kernkraftwerk erhoben wurden, ermöglicht es anschließend, für jeden Messstandort einen einheitlichen Lärmpegelwert zu ermitteln.

Da die Messung allein nicht immer ausreicht, um alle Beiträge zum Restlärm zu berücksichtigen, wird eine abschließende Nachbearbeitung der Messdaten mithilfe der Open-Source-Software zur Modellierung der Schallausbreitung in der Umwelt „Code_TYMPAN“ durchgeführt. Diese Software wird von EDF verwendet, um die Probleme des Industrielärms aller seiner Produktionsanlagen zu untersuchen. Sie basiert auf standardisierten Berechnungsmethoden (ISO 9613 und NF S 31-133) und wurde anhand einer Reihe von Testfällen validiert. Die Modellierung des Kernkraftwerks stützt sich insbesondere auf die akustische Charakterisierung der wichtigsten Anlagen, die die gemessenen Schallpegel beeinflussen können: Diese Messungen werden je nach Art der Anlage und ihrer Zugänglichkeit gemäß den Normen ISO 9614-2, ISO 3744 oder ISO 10494 durchgeführt.

Die Ergebnisse des Modells in Verbindung mit der detaillierten Analyse der akustischen Messungen und der meteorologischen Bedingungen ermöglichen es somit, statistische Ergebnisse zu erhalten, die repräsentativ für die Auswirkungen der industriellen Lärmquellen des Kernkraftwerks während des strengsten vorgeschriebenen Zeitraums (22:00 bis 07:00 Uhr) sind und in Tabelle 8 dargestellt werden.

Untersuchungspunkte: LDS und ZER zugeordnet	Gemessener Lärmpegel in LDS (dBA)	Gemessener Umgebungslärmpe- gel in ZER (dBA)	Restlärmpegel gemessen in ZER (dBA)	Zulässige Emergenz (dBA)	Berechnete Emergenz in ZER (dBA)
LDS 1/ZER 1	49,5	51,5	49,5	3	2
LDS 2/ZER 2	44,5	45	44,5	4	0,5
LDS 3/ZER 3	55,5	47	44,5	3	2,5
LDS 3/ZER 4	55,5	46,5	44,5	3	2
LDS 4/ZER 5	53	45,5	45	3	0,5

Tabelle 8 – Lärmpegel an der Grenze des Kernkraftwerks und zugehörige Ausbreitungswerte im ZER des Kernkraftwerks Tricastin

Die zulässigen Tages- und Nacht-Emissionspegel liegen unter den gesetzlichen Grenzwerten.

Die Ergebnisse der Konformitätsanalyse zeigen, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Tricastin die in Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses festgelegten Ziele einhalten.

4 SCHLUSSFOLGERUNG ZUM ABSCHNITT „BELÄSTIGUNGEN“

Das Kernkraftwerk Tricastin ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über die Beeinträchtigungen zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Beeinträchtigungen, die es für die geschützten Interessen darstellt, zu kontrollieren.

Die Aktualisierung der Bewertung der Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk Tricastin für die geschützten Interessen darstellt, zeigt, dass angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Einschränkungen des Kernkraftwerks seine Gesamtumweltleistung es ermöglicht, die Gesamtheit der umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den besten verfügbaren Techniken (BVT) anzusehen.

Darüber hinaus zeigt die Analyse der Daten zur chemischen, ökologischen und radiologischen Umweltüberwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks keine wahrnehmbaren Auswirkungen des Kernkraftwerks Tricastin auf die Umwelt.

Die Auswertung der Daten aus der chemischen Grundwasserüberwachung im Bereich des Kernkraftwerks zeigt eine Überschreitung des Untersuchungsgrenzwerts (Kohlenwasserstoffe), woraufhin derzeit Maßnahmen ergriffen werden. Die Auswertung der Daten aus der radiologischen Überwachung des Grundwassers im Bereich des Kernkraftwerks zeigt eine Überschreitung des Aktionsgrenzwerts im Zusammenhang mit einer Tritiummarkierung in den Jahren 2019 und 2021, für die derzeit eine verstärkte Überwachung stattfindet. Bei den Grundwasserproben, die außerhalb des geotechnischen Schutzbereichs des Kernkraftwerks Tricastin entnommen wurden, wurde keine Überschreitung chemischer oder radiologischer Grenzwerte im Zusammenhang mit dem Betrieb des Kernkraftwerks festgestellt. Die Analyse des Bodenzustands hat einen Bereich identifiziert, für den derzeit Maßnahmen ergriffen werden (Kohlenwasserstoffe).

Die Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für regulierte Stoffe zeigt, dass die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R.211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Einleitungsgrenzwerte mit den betrieblichen Anforderungen der Reaktoren vereinbar sind.

Was die Entsorgung von Abfallgebinden betrifft, ist das Kernkraftwerk Tricastin so organisiert, dass die Umverpackung der Abfallgebinde kontrolliert erfolgt.

Die Analyse der durchgeführten Schallmessungen zeigt, dass die Schallpegel des Kernkraftwerks die Einhaltung der in Artikel 4.3.5 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 festgelegten Ziele ermöglichen.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin den Schluss zu, dass die vom Betreiber getroffenen organisatorischen und materiellen Vorkehrungen den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen vor Beeinträchtigungen gewährleisten.

TEIL III – WEITERBETRIEB NACH 40 JAHREN

ABSCHNITT 1: BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG

INHALT

1	BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG.....	340
1.1	ZIEL	340
1.2	ERFÜLLUNG DES ZIELS	340
1.2.1	ORGANISATION DER EDF ZUR BEWÄLTIGUNG DER ALTERUNG UND VERALTUNG.....	340
1.2.1.1	Verfahren zur Beherrschung der Alterung von SSC.....	341
1.2.1.2	Wartungsprozesse	344
1.2.1.3	Prozess zur Bewältigung der Veralterung von Ersatzteilen und Komponenten Ersatzteilen	345
1.2.2	SICHERSTELLUNG DER FUNKTIONSFÄHIGKEIT DER GERÄTE NACH 40 JAHREN FUNKTION NACH 40 JAHREN	346
1.2.2.1	Nachweis der Eignung nicht ersetzbarer Materialien zur Gewährleistung ihrer Funktion nach 40 Jahren	346
1.2.2.2	Nachweis der Funktionsfähigkeit von austauschbaren Geräten nach 40 Jahren zu erfüllen oder sie entweder zu ersetzen oder zu sanieren	348
1.2.2.3	Zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP)	352
1.2.3	VORGEHENSWEISE BEI DER BEHANDLUNG VON VERALTETEN MATERIALIEN UND ERSATZTEILE	352
1.3	SCHLUSSFOLGERUNG	FEHLER! LESEZEICHEN NICHT DEFINIERT.

1 BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG

Der Prozess „Beherrschung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC)“ wurde im Rahmen der Vorbereitung des 4. RP für die 900-MWe-Blöcke eingeführt, nachdem EDF 2009 den Wunsch geäußert hatte, den Betrieb seines Kernkraftwerksparks über 40 Jahre hinaus fortzusetzen. Dieser Prozess war Gegenstand einer Prüfung im Rahmen der Arbeitsgruppe „Alterung“ im Dezember 2003, dann im Mai 2006 und zuletzt im Rahmen der Arbeitsgruppen ESPN und GPR im März 2018 im Rahmen der Vorbereitung des 4. RP 900.

Dieser Abschnitt dient dazu, den allgemeinen Ansatz zur Bewältigung der Alterung von Anlagen, die wichtigsten Erkenntnisse und die laufenden Programme sowie die Unterlagen vorzustellen, die zur Erreichung der Ziele im Zusammenhang mit der Bewältigung der Alterung und dem Umgang mit der Veralterung im Rahmen des 4. RP 900 erstellt wurden.

1.1 ZIEL

Allgemein besteht das Industrieprogramm von EDF für den Betrieb der Blöcke über das 4. RP hinaus hinsichtlich des Aspekts Alterung und Veralterung der Komponenten darin:

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Komponenten nach 40 Jahren ihre Funktion weiterhin erfüllen können (Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter),
- nachzuweisen, dass austauschbare Komponenten nach 40 Jahren ihre Funktion weiterhin erfüllen können, oder sie entweder auszutauschen oder zu sanieren.

1.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil EDF-Ebene

1.2.1 Organisation von EDF zur Bewältigung von Alterung und Veralterung

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung und zur Behandlung der Veralterung stützt sich auf drei nachhaltige operative Prozesse:

- der Prozess zur Beherrschung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC), der ab dem 3. RP systematisch umgesetzt und im 4. RP fortgesetzt wurde,
- der Prozess der Inspektion während des Betriebs und der Instandhaltung,
- der Prozess zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen. Im Rahmen dieser drei

Prozesse werden folgende Unterlagen erstellt:

- die Akte zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE) jedes Blocks, die ein Jahr vor dem 4. RP übermittelt wird und auf der Grundlage der Sammlung der Alterungsanalyseblätter (FAV) und der DAPE für Komponenten,
- die spezifischen Unterlagen für nicht austauschbare Komponenten, den Reaktordruckbehälter (Unterlagen zum Kernbereich) und den Sicherheitsbehälter (Prüfberichte, Programm und Bericht zur zehnjährigen Sicherheitsbehälterprüfung),
- die Unterlagen, die die Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen (MQCA) über den 4. Reaktorplan hinaus gemäß dem Ansatz der schrittweisen Qualifizierung belegen,
- die Dokumente zur Inspektion im Betrieb und zur Wartung, darunter:
 - die Basisprogramme für vorbeugende Instandhaltung (PBMP) der Ausrüstungen und Bauwerke, die sich auf die Instandhaltungsrichtlinien stützen, die behördlichen Referenzunterlagen (DRR) für die Ausrüstungen des CPP/CSP, die die Betriebsbedingungen durch die Erfassung der Situationen berücksichtigen,
 - das Programm für ergänzende Untersuchungen bei den zehnjährigen Inspektionen (PIC) (siehe Teil I –

Kapitel 1 – Abschnitt 2),

- die Unterlagen zur außerordentlichen Instandhaltung der Ausrüstung.
- die Maßnahmen zur Bewältigung der Veralterung von Komponenten,
- sowie schließlich das Programm zur Wissensverbesserung und das unterstützende F&E-Programm.

1.2.1.1 Prozess zur Beherrschung der Alterung von SSC

Es wird eine systematische Methodik angewendet, um sicherzustellen, dass Alterungserscheinungen während des betrachteten Zeitraums nicht zu Schwierigkeiten bei der Erfüllung einer Sicherheitsfunktion führen können. Diese Methode entspricht internationalen Best Practices und steht im Einklang mit dem von der IAEA in ihrem Specific Safety Guide Nr. SSG-48 „*Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants*“ empfohlenen Ansatz.

Der Prozess erstreckt sich auf SSC, die potenziell anfällig für Alterungsmechanismen sind und deren Ausfall Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann:

- die SSC, die als „Equipements Importants pour la Protection des intérêts“ (EIP) eingestuft sind, mit Ausnahme von regelmäßig ausgetauschten Ausrüstungen wie Brennelementen, Steuerungsbündeln und abnehmbare Ausrüstungen wie Brennstoffbehälter,
- die nicht als EIP eingestuften SSC, deren Ausfall aufgrund eines Alterungsmechanismus zu einer Beeinträchtigung von EIP-SSC führen könnte,
- die SSC, die im Rahmen der EPS (probabilistischen Sicherheitsstudien) der Stufe 1 und der EPS-Angriffsszenarien berücksichtigt werden und wesentlich zur Begrenzung des Kernschmelzrisikos beitragen.

❖ Nationaler generischer Prozess

Die generische Methode zur Beherrschung der Alterung von SSC basiert auf der Erstellung einer Liste der relevanten Paare aus SSC und (nachgewiesenen oder potenziellen) Alterungsmechanismen. Jedes Paar aus SSC und Alterungsmechanismus wird einer Analyse unterzogen, deren Ergebnis in einem FAV (Fiche d'Analyse du Vieillissement, Alterungsanalyseblatt) festgehalten wird. Ziel dieser Analyse ist es, den Grad der Alterungsbeherrschung im Hinblick auf die geltenden Betriebs- und Instandhaltungsvorschriften sowie die Reparatur- und Austauschbedingungen zu überprüfen.

Nach Abschluss dieser Analyse wird jedes FAV einem „Status“ zugeordnet, anhand dessen beurteilt werden kann, inwieweit die bestehenden Vorkehrungen geeignet sind, die Alterungskontrolle langfristig sicherzustellen:

- Status 0: Die Betriebs- und Überwachungsvorschriften sind angemessen, Maßnahmen für den Fall einer Reparatur/eines Austauschs sind vorhanden,
- Status 1: Es ist eine ergänzende Untersuchung erforderlich, um die Alterungsbeherrschung zu bewerten (vorläufiger Status),
- Status 2: Für die betreffende Komponente ist ein ausführliches Dossier (Dossier zur Eignung für die weitere Nutzung, DAPE) erforderlich, das eine Analyse der Maßnahmen enthält, anhand derer
, dass die Alterung unter Kontrolle ist.

Es gibt etwa 500 FAV auf der 900-MWe-Stufe, davon 5 % im Status 1 und 6 % im Status 2. Die FAV werden jährlich überprüft, um neue Ereignisse zu berücksichtigen, darunter:

- der Fortschritt der Folgemaßnahmen zu den FAV der Status 1 und 2,
- die Entwicklung der Instandhaltungsrichtlinien (Instandhaltungskonzepte und -programme, allgemeine Ausnahmeregelungen),
- die Analyse der Ereignisse aus den Erfahrungsberichten des in Betrieb befindlichen Flottenbestands, die Ergebnisse des PIC, die

Materialbilanzen und -gutachten,

- die Elemente der internationalen Erfahrungsrückmeldungen, insbesondere von EPRI, WANO oder aus bilateralen Kontakten mit ausländischen Betreibern,
- die Verbesserung des Wissensstands unter Berücksichtigung des Fortschritts der unterstützenden F&E-Maßnahmen sowie unter Einbeziehung der Beiträge internationaler Kooperationen im Bereich der Alterungsbewältigung (EPRI, IAEO, OECD)²¹,
- die Erfahrungswerte aus der Anwendung der Methodik, insbesondere die der Kernkraftwerke im Rahmen der Erstellung der DAPE für die einzelnen Blöcke,
- industrielle Aspekte wie der Umgang mit Veralterung.

Der DAPE für Komponenten analysiert detailliert die Beherrschung der Alterungsrisiken der Komponente oder der Struktur mit dem Ziel, deren Betriebsfähigkeit zu begründen. Er beschreibt das zugehörige Programm zur Alterungsbeherrschung, einschließlich der Aspekte der Überwachung im Betrieb, der laufenden und außerplanmäßigen Instandhaltung, der Betriebsbedingungen, etwaiger Änderungen, ergänzender Studien, F&E-Programme, Laboruntersuchungen insbesondere im Bereich der Werkstoffe, Qualitätssicherungsverfahren usw.

Die DAPE werden alle fünf Jahre aktualisiert, um die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zu berücksichtigen und die Referenzdokumente jeder neuen Sicherheitsüberprüfung zu integrieren, wobei ein Spielraum von einem Jahr vorgesehen ist, um den Zeitpunkt ihrer Überarbeitung an den Zeitplan der Sicherheitsüberprüfungen anzupassen.

Derzeit gibt es 12 DAPE-Komponenten für die 900-MWe-Generatorstufe:

- Reaktorbehälter,
- innere Behälterausrüstung,
- Dampferzeuger,
- Primärrohrleitungen,
- Druckhalter,
- Primärpumpenaggregat (GMPP),
- Hilfsrohrleitungen des Hauptprimärkreislaufs (CPP),
- Stromkabel,
- Stromdurchführungen,
- Steuerung und Regelung,
- Sicherheitsbehälter,
- Bauwerke.

❖ Lokaler Prozess pro Block

Jedes Kernkraftwerk ist für die Erstellung und Aktualisierung eines DAPE (Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation) für jeden Reaktorblock verantwortlich, das gemäß den auf nationaler Ebene festgelegten Organisationsgrundsätzen erstellt wird.

Nach der Analyse der Besonderheiten des Blocks formalisiert das CNPE im DAPE des Blocks die Umsetzung der nationalen Methodik auf der Grundlage der FAV und der zugehörigen DAPE. Es ergänzt die allgemeine Analyse bei Bedarf durch lokale Analysen für Ausrüstungen und/oder Mechanismen, die nicht durch nationale FAV abgedeckt sind.

²¹ Der internationale Austausch ermöglicht es, von den Erfahrungen älterer Reaktorblöcke als die französischen zu profitieren. Zu nennen sind hier insbesondere das IAEO-Programm IGALL („*International Generic Ageing Lessons Learned*“) und die Zusammenarbeit mit dem EPRI, vor allem in den Bereichen unterirdische Rohrleitungen und Stromkabel.

Der DAPE des Reaktorblocks stellt die lokalen Maßnahmen des Programms zur Alterungsbewältigung dar, das erstellt wurde, um den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des betreffenden Reaktorblocks bis zur nächsten VD unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen zu ergänzen.

Der DAPE des Blocks wird nach der⁴. VD aktualisiert, um:

- die Bilanz der während der VD durchgeführten Kontrollen, Inspektionen, Änderungen und Sanierungen, einschließlich der Ergebnisse der Programme PIC und ECOT, zu integrieren,
- die seit der Erstellung des Index 0 herausgegebenen neuen nationalen FAV sowie diejenigen, deren Status sich nach oben verändert hat, zu berücksichtigen,
- die endgültige Fassung des an den Block angepassten lokalen Alterungsmanagementprogramms (PLMV) zu beschreiben, das im auf die VD folgenden Zehnjahreszeitraum als Ergänzung zum nationalen Referenzsystem für Betrieb und Instandhaltung.

Die Zusammenfassung des DAPE für den Reaktorblock wird im folgenden Abschnitt „*Blockspezifischer Teil*“ vorgestellt.

❖ **F&E-Programm für den weiteren Betrieb**

Ergänzend zur Methodik und im Rahmen der weiteren Inbetriebnahme der Blöcke leistet die F&E Unterstützung

- den Wartungsprozess durch ihre Fachkompetenz in Bezug auf ausgebaute Komponenten sowie durch die Bereitstellung von Werkzeugen zur Überwachung und Diagnose/Prognose der Anlagen,
- im Bereich der Innovationen, indem sie neue Materialien oder Technologien bewertet und zu deren Qualifizierung beiträgt.

Das F&E-Programm zur Unterstützung des Prozesses zur Beherrschung der Alterung der SSC hat folgende Ziele:

- die Alterungsmechanismen von Werkstoffen zu verstehen und zu modellieren, um die Alterung von Bauteilen vorherzusagen,
- die Eigenschaften von Materialien nach 40 Jahren zu bestimmen (metallische, organische und bautechnische Materialien),
- das vorhandene Wissen über Alterungsmechanismen zu sichern und es den Experten anderer EDF-Einheiten zur Verfügung zu stellen,
- neue ingenieurtechnische Methoden oder Verfahren zu entwickeln, insbesondere für Ermüdungsanalysen und Analysen zum Risiko eines plötzlichen Bruchs der DRR (Dossiers de Référence Réglementaires) und des Betriebsunterlagen für Behälter,
- Weiterentwicklung der Mittel zur Überwachung und Kontrolle der Anlagen (z. B. zerstörungsfreie Prüfung), unter Berücksichtigung der besten verfügbaren Technologien,
- Beitrag zur Entwicklung von Reparatur- oder Schadensminderungsverfahren.

Im speziellen Fall des Reaktorbehälters verfügt EDF über ein Modell im Maßstab 1:3, das eine beschleunigte Alterung des Behälters ermöglicht. Dieses Modell, das derzeit den Alterungszustand nach 50 Betriebsjahren widerspiegelt, bestätigt das zufriedenstellende Langzeitverhalten des Bauwerks. Es ermöglicht zudem die Entwicklung von zerstörungsfreien Messungen und Prüfungen, die auf den Hoch- und Tiefbau zugeschnitten sind, und erlaubt den Abgleich digitaler Entwicklungen mit einer physikalischen Realität, die umfassend instrumentiert ist.

❖ **Fazit**

Nach zehnjähriger Umsetzung wurde der Prozess zur Bewältigung der Alterung der SSC im Juni 2015 einer Prozessüberprüfung unterzogen, um Folgendes zu bewerten:

- seine Fähigkeit, die Erkennung und Behandlung von Alterungsmechanismen vorwegzunehmen,
- seine Umsetzung durch die Kernkraftwerke,

- seine allgemeine Funktionsweise, insbesondere an den Schnittstellen zwischen den verschiedenen beteiligten lokalen und nationalen Akteuren.

Die Schlussfolgerungen dieser Überprüfung lauten wie folgt:

- Der Prozess zur Bewältigung der Alterung umfasst die Verbesserung des Verständnisses der Alterungsmechanismen durch F&E-Arbeiten, die Analyse internationaler Erfahrungswerte sowie die Berücksichtigung von Studien internationale Benchmark-Initiativen wie IGALL, die Nutzung des „Parc-Effekts“ (technischer Austausch zwischen Kernkraftwerken, Austausch bewährter Verfahren),
- ist ein dynamischer Prozess, an dem alle betroffenen EDF-Einheiten beteiligt sind, auch im Hinblick auf ihr Fachwissen. Dadurch gewährleistet der Prozess der Alterungsbewältigung eine gute Fähigkeit, Alterungserscheinungen im Kraftwerkspark vorausschauend zu erkennen,
- der Prozess erfüllt die ihm gesetzten Ziele für die Bewältigung der Alterung der SSC. Der Prozess ist ausgereift und befindet sich in einer nachhaltigen Phase. Die bei dieser Überprüfung geplanten Maßnahmen tragen dazu bei, seiner Optimierung.

Darüber hinaus wird dieser Prozess einer jährlichen nationalen Überprüfung unterzogen.

1.2.1.2 Instandhaltungsprozess

Die Organisation der Instandhaltung bei EDF hat zum Ziel, den Betrieb der Anlagen gemäß den Sicherheitsanforderungen und unter den besten Bedingungen für die Erzeugung einer sicheren, sauberen und wettbewerbsfähigen kWh für die Kunden zu gewährleisten.

Die Instandhaltungsstrategie ist so strukturiert, dass das erforderliche Zuverlässigkeitsniveau der Anlagen und Systeme gewährleistet ist, wobei die Instandhaltung der Anlagen im Hinblick auf den weiteren Betrieb der Blöcke des Kraftwerksparks nach 40 Jahren vorausschauend geplant wird. Sie gliedert sich in zwei Arten:

- die laufende Instandhaltung und
- die außerordentliche Instandhaltung.

❖ Laufende Instandhaltung

Zu Beginn des Betriebs des Kernkraftwerksparks basierten die Programme zur vorbeugenden Instandhaltung im Wesentlichen auf den Erfahrungen der Hersteller und dem Betrieb des thermischen Kraftwerksparks mit Verbrennungsanlagen.

Im Zuge der Entwicklung des Kernkraftwerksparks wurden spezifische Wartungsprogramme für den Kernkraftwerkspark entwickelt, wobei die Standardisierung des Parks sowie die Erfahrungen von EDF und ausländischen Betreibern berücksichtigt wurden.

Historisch gesehen hat sich dieser Ansatz in mehreren Schritten entwickelt, wobei in einem iterativen Prozess die Neudefinition des Inhalts und der Häufigkeit der Instandhaltungsmaßnahmen sowie eine bessere Integration der Überwachungs- und Diagnosemaßnahmen zum Zustand der Anlagen miteinander verbunden wurden.

Im Laufe der Zeit wurde er um neue Instandhaltungsmethoden erweitert: die OMF-Methode (Optimierung der Instandhaltung durch Zuverlässigkeit), Betriebsrichtlinien und die AP913-Methode. Er stützt sich zudem auf verschiedene Arten der vorbeugenden Instandhaltung: Systematische Instandhaltung (MS), zustandsorientierte Instandhaltung (MC) und Instandhaltung unter Verwendung von Referenzgeräten (MT).

Die Programme zur vorbeugenden Wartung werden somit neu überprüft:

- durch die bei Kontrollen und beim Ausbau von Anlagen gewonnenen Erkenntnisse,
- durch die Analyse der Ereignisse im EDF-Kernkraftwerkspark und im internationalen Park.

Dieser Prozess der Überprüfung führt zu einer Anpassung der laufenden Wartungsprogramme:

- Grundprogramme zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP),
- Lokale Programme zur vorbeugenden Instandhaltung (PLMP),

- zusätzliche Prüfungen, die sich aus verschiedenen Projekten oder Vorgängen ergeben.

❖ **Außerordentliche Wartungsarbeiten**

Um den Betrieb der Blöcke der CPY-Generation nach 40 Jahren aufrechtzuerhalten, wurden die Wartungsstrategien für die Anlagen bei Bedarf durch umfangreichere außerordentliche Wartungsmaßnahmen ergänzt. Diese Maßnahmen sind für den Zeitraum vom ^{3.} bis zum ^{4.} Betriebsjahr und sogar darüber hinaus geplant, wobei ein konsequent vorausschauender Ansatz verfolgt wird.

Als außerordentliche Instandhaltung werden Instandhaltungsmaßnahmen bezeichnet, die sich durch einen oder mehrere der folgenden Aspekte von der klassischen vorbeugenden Instandhaltung unterscheiden:

- hoher finanzieller Aufwand,
- einmaliger Charakter (Wartungsmaßnahmen, die im weiteren Betrieb der Blöcke nur ein- bis wenige Male anfallen), gegebenenfalls systematisch, d. h. verbunden mit einem im Voraus festgelegten Termin (Beispiel: VD),
- technische Schwierigkeit (Durchführung der Maßnahme, starke Auswirkungen auf die an den funktionalen und/oder geografischen Schnittstellen vorhandenen Anlagen),
- lange Planungs- und Fertigungszeiten,
- erhebliche Auswirkungen auf die für die Durchführung der Arbeiten erforderlichen Ausfallzeiten.

Solche außerordentlichen Instandhaltungsmaßnahmen können aus Austausch, Modernisierungen oder Reparaturen bestehen. Darüber hinaus hat EDF vorausschauend Reparatur- und Austauschmaßnahmen sowie Werkzeuge entwickelt, um proaktiv auf potenzielle Unwägbarkeiten reagieren zu können, die während der Blockstillstände auftreten. Diese Unwägbarkeiten können verschiedene Ursachen haben (Betrieb, Handhabung, Wartung, Alterung usw.). Diese als „Versicherungsfälle“ bezeichneten Maßnahmen sind in den Wartungsstrategien festgelegt und betreffen hauptsächlich große Komponenten.

1.2.1.3 Verfahren zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen

Die Bewältigung der Veralterung von Materialien und Ersatzteilen für industrielle Betriebsanlagen in Kernkraftwerken erfordert eine permanente Überwachung, die sich an dem unten beschriebenen Prozess und den dort dargelegten Maßnahmen orientiert.

Die wichtigsten Eingabedaten für die Überwachung der Veralterung sind:

- die Technologiebeobachtung,
- die Rückgewinnung von Materialien, die bei IPE-Änderungen entsorgt wurden,
- die Überwachung sensibler Lieferantenrisiken,
- die Identifizierung kritischer Fertigungsprozesse für Elastomerkomponenten, aus denen die für Unfallbedingungen qualifizierten Geräte bestehen,
- die zukunftsorientierte Betrachtung nach großen Sachgebieten.

Die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft und der Nachhaltigkeit umfasst drei verschiedene Konzepte, die die vorangegangene Analyse ergänzen:

- die Nachhaltigkeit der Ersatzteilerfertigung,
- die Nachhaltigkeit der Wartungskompetenzen und des Fachpersonals,
- die Nachhaltigkeit der Kompetenzen im Bereich der Konstruktionstechnik.

Der Umgang mit der Veralterung von Material und Ersatzteilen ist in die Prozesse der DPN integriert. So werden die Veralterung von Material und die von den verschiedenen Akteuren ausgehenden Warnmeldungen vom Betreiber auf nationaler Ebene durch die UTO verfolgt.

Die Priorisierung der Maßnahmen gegen Veralterung richtet sich hauptsächlich nach den Richtlinien für die Lagerhaltung von Material und Ersatzteilen zur Bestückung der lokalen und nationalen Betriebs- und Sicherheitsvorräte.

Dieser Ansatz ermöglicht es EDF, seine Ressourcen und seine Organisation langfristig anzupassen, insbesondere um eine Betriebsdauer über den 4. Reaktorplan hinaus zu berücksichtigen.

1.2.2 Sicherung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstung nach 40 Jahren

Das Ziel, die Funktionsfähigkeit der Anlagen im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung langfristig zu gewährleisten, unterscheidet zwei Fälle:

- nicht austauschbare Anlagen,
- ersetzbare Ausrüstungen.

1.2.2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht ersetzbarer Ausrüstungen nach 40 Jahren

❖ Der Behälter

Die beiden sensiblen Bereiche des Behälterkörpers, die der Alterung ausgesetzt sind, sind der Kernbereich und die Rohrleitungen.

Die Kombinationen aus Alterungsmechanismen und Bauteilen werden in den FAV sowie im generischen DAPE für das Bauteil „Behälter“ (aktualisiert im Juni 2016) analysiert, das insbesondere die wichtigsten Mechanismen behandelt: Strahlungsversprödung des Kernbereichs und thermische Alterung der Auslassrohre.

Ergänzend dazu wurde der ASN im Jahr 2015 ein behördliches Dossier für den Betriebszeitraum von VD4 bis VD4+10 Jahre vorgelegt, das 2016 überarbeitet wurde, um die Schlussfolgerungen der Ständigen ESPN-Gruppe „Reaktorbehälter“ von 2015. Dieses Dossier liefert eine Einschätzung der Betriebsfähigkeit der Reaktorbehälter nach 40 Jahren.

Es wurde nach einem in jeder Phase (Neutronik, Werkstoffe, Auswahl der Transienten und thermohydraulische Berechnungen, Mechanik) konservativen deterministischen Ansatz erstellt. Es behandelt sowohl die Hüllrohrstudie zum Palier des hypothetischen generischen Defekts (der größte Defekt, der mit dem qualifizierten Verfahren nicht nachweisbar ist und sich an der am stärksten beanspruchten und am stärksten bestrahlten Stelle des ungünstigsten Reaktordruckbehälters befindet) als auch die spezifischen Studien für jeden Reaktordruckbehälter zu den bei der Inspektion während des Betriebs festgestellten Defekten.

Er bewertet die Einführung von Hafnium-Bündeln in VD4 in den Brennelementen gegenüber den Hotspots, wodurch der Neutronenfluss am Reaktorbehälter reduziert werden kann. Der Einsatz von Hafnium-Bündeln ist eine bedeutende Investition des Betreibers EDF für die weitere Nutzung der Reaktorbehälter.

Dieses Dossier wurde von der ASN im Rahmen von drei Ständigen ESPN-Gruppen in den Jahren 2018, 2019 und 2020 geprüft. Nach Abschluss dieser Prüfung ist die Betriebsfähigkeit des Kernbereichs der Reaktorbehälter der Blöcke der 900-MWe-Generation für den Zeitraum bis zur Abschaltung VD4+10 Jahre nachgewiesen.

❖ Der Sicherheitsbehälter

Die Sicherheitsbehälter der CPY-Generation sind einwandige Behälter (ESP) aus Spannbeton, deren Innenseite mit einer metallischen Abdichtung (Liner) ausgekleidet ist; der Sicherheitsbehälter ist statisch.

Die wichtigsten Alterungsmechanismen, die auftreten können, sind:

- das Schwinden und Kriechen des Betons (Verkürzung), dessen Hauptursache die Austrocknung des Betons ist, was aufgrund verzögerter Verformungen zu einer Verringerung der Vorspannung führt; sowie mögliche internen Quellreaktionen wie der Alkali-Zuschlagstoff-Reaktion oder der internen Sulfatreaktion, Phänomene mit langsamer Kinetik,
- die Korrosion von passivem Stahl (Bewehrung), begünstigt durch Karbonatisierung bei Kontakt mit atmosphärischem CO_2 oder durch das Eindringen von Chloriden in Meeresumgebungen,
- die Korrosion vertikaler Vorspannkabel, insbesondere bei unvollständiger Füllung der

Ummantelung durch den Zementmörtel während der Bauarbeiten,

- Korrosion der Metallhülle.

Der mechanische Zustand der Sicherheitsbehälter wird kontinuierlich durch Überwachungssysteme überwacht, insbesondere durch Verformungsmessungen, die es ermöglichen, die Eingabedaten der mechanischen Untersuchungen bei Bedarf an die tatsächliche Entwicklung der Struktur anzupassen.

Die regelmäßige Prüfung bei Auslegungsdruck (Behälterprüfung) ermöglicht es, die Aufrechterhaltung der Leistungsfähigkeit im Laufe der Zeit zu überprüfen, sowohl hinsichtlich der mechanischen Festigkeit (Linearität und Reversibilität der Verformungen) als auch der Dichtheit (Leckagerate).

Obwohl der Behälter als nicht austauschbar gilt, kann er bei Bedarf repariert oder verstärkt werden. Die Umsetzung des Prozesses zur Alterungsbeherrschung der ESP stützt sich auf folgende Dokumente:

- die Wartungsrichtlinien und das Basisprogramm für vorbeugende Wartung (PBMP), gestützt auf die Wartungsblätter für den Hoch- und Tiefbau (FMGC),
- die Vorschriften für regelmäßige Prüfungen des EPP-Systems,
- die FAV,
- die beiden generischen DAPE-Dokumente zu den Themen „Sicherheitsbehälter“ und „Bauwerke – Risiken der inneren Betonausdehnung“.

Die Umsetzung des oben genannten Alterungsüberwachungsprozesses lässt folgende Schlussfolgerungen zu:

- Die langfristige Aufrechterhaltung der mechanischen Leistungsfähigkeit der Sicherheitsbehälter ist gewährleistet, sofern die Korrosionsprozesse der Bewehrung und der Vorspannkabel durch eine angemessene vorbeugende Instandhaltung unter Kontrolle gehalten werden.
- Was die Dichtheit betrifft, so wird die Leistungsfähigkeit durch die Einhaltung des in Kapitel IX der RGE festgelegten Leckageratenkriteriums überprüft. Dieses beruht im Wesentlichen auf dem Dichtheitsgrad der Isolationselemente der Durchführungen, von denen diejenigen, die am stärksten zu Leckagen beitragen, in der ³. VD-Phase mit den besten verfügbaren Armaturentechnologien verbessert wurden. Eine eventuelle Leckage an der Metallhülle wäre reparabel. Derzeit laufen Entwicklungen in Zusammenarbeit mit dem EPRI, um gegebenenfalls die Fähigkeit zur Lokalisierung einer Leckage während der Behälterprüfung zu verbessern.

1.2.2.2 Nachweis der Funktionsfähigkeit austauschbarer Komponenten nach 40 Jahren oder Durchführung ihres Austauschs bzw. ihrer Sanierung

Bei austauschbaren Bauteilen basiert die Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren auf ihrer regelmäßigen Überwachung oder ihrem Austausch/ihrer Sanierung im Rahmen der verschiedenen angewandten Instandhaltungsstrategien. Die nachstehende Tabelle enthält eine Übersicht über die Faktoren, anhand derer die Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren beurteilt werden kann, sowie die dazugehörige Dokumentation.

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
Behälterinnenteile	Regelmäßige Überwachung (automatisierte zerstörungsfreie Prüfungen und ETV) sowie außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen an Komponenten mit nachgewiesenen Schäden
MCG (Bündelsteuerungsmechanismen) und Thermoelement-Säulen	Vorbeugender Austausch der MCG (hauptsächlich der G1-Gruppen) auf der Grundlage eines Kriteriums hinsichtlich der Anzahl der durchgeführten Schaltvorgänge
Dampferzeuger	Regelmäßige ZfP-Prüfung der Rohrbündelrohre und Verschluss mit Rohrplatten Überwachung der Bereiche des Druckbehälters Wartungsstrategie bezüglich Verstopfung und Verschmutzung des Sekundärkreislaufs der Druckbehälter Außerordentliche Wartung durch RGV und chemische Reinigung
GV-Ventile	ZfP-Prüfung der Dichtflächen und angepasste Wartung (Einlaufen, Bearbeitung)
Dampfabsperrrventil	Regelmäßige Inspektion Austausch der Steuerstangen aus martensitischem Stahl
SEBIM-Ventile	Regelmäßige Inspektion der Ventile mit Überprüfung der Einstellung Inspektion und systematischer Austausch der Schaltschränke alle 10 Jahre
Gussteile	Die Wartungsstrategie, die im Wesentlichen auf allgemeinen Untersuchungen von Rohrbögen und Mantelfehlern basiert, sieht vor, dass die Rohrbögen nach 40 Jahren unter Berücksichtigung mehrerer begleitender Maßnahmen weiter in Betrieb bleiben: - Die anfälligsten Rohrbögen, die an die Hauptleitungen angrenzen, werden bei den Hauptleitungsrevisionen ausgetauscht - Größere Defekte an den anderen kritischen Rohrbögen werden regelmäßig einer zerstörungsfreien Prüfung unterzogen, um sicherzustellen, dass keine Verschlechterung vorliegt - Die übrigen kritischen Komponenten werden einer individuellen Überwachung der thermischen Alterung mittels zerstörungsfreier Verfahren unterzogen, um

Material	Betrieb nach 40 Jahren
	sicherstellen, dass keine ungewöhnlichen Veränderungen ihrer Eigenschaften auftreten - Bestimmte repräsentative Ablagerungen und Materialproben von im Einsatz befindlichen Rohrbögen werden einer Begutachtung unterzogen
Inconel-Bereiche	ZfP-Überwachung bestimmter Komponenten am Behälter und an den GV
Druckhalter	ZfP-Überwachung der Bereiche des Druckbehälters Austausch von Heizstäben, falls erforderlich
Mischbereiche	Regelmäßige, angepasste ZfP-Prüfung, insbesondere für als empfindlich identifizierte Mischbereiche Außerordentliche Wartungsmaßnahmen an den RRA-T-Stücken, abhängig von der Überwachung der Betriebszeiten
Sekundärkreislauf (CSP)	Angepasste regelmäßige ZfP-Prüfung Systematischer Austausch der ARE-Bögen vor dem GV und der VVP-Bögen hinter dem GV bei den RGV
GMPP	Programm zur Überwachung der Alterung der Spiralförmigen Gehäuse (Formteil) Programm zur Begutachtung der thermischen Barrieren im Rahmen eines rotierenden Prüfzyklus ZF-Prüfung der Spiralgehäuse-/Diffusor-Schweißnähte, mit einer Ausweitung der Anzahl der untersuchten Pumpen ab der 4. VD Überwachung der Hydraulik durch ein Begutachtungsprogramm, das bei jeder planmäßigen Demontage (Austausch im Rotationsverfahren) durchgeführt wird Außerordentliche Wartung durch Austausch der Motorstatoren
Reservepumpen (und ähnliche)	Regelmäßige vollständige Inspektionen
Nukleare Hilfswärmetauscher	ZfP-Überwachung der Rohre bestimmter Wärmetauscher und Wartung durch Verschließen Kontinuierliche Überwachung der Strahlenaktivität des RRI (KRT-Kette) und des Füllstands der PTR-Wanne Überwachung der Wanddicke der Kalanders aus Schwarzstahl Regelmäßige Inspektionen und Neubewertungen gemäß ESPN

Material	Betrieb nach 40 Jahren
	Vorbeugender Austausch der REN-HT- und APG-Wärmetauscher Überwachung der Plattenwärmetauscher durch regelmäßige EP-Prüfung und chemische oder mechanische Reinigung, Instandsetzung oder Austausch der Platten im Noria-Verfahren
Drehbrücke BR und BK-Brücken	Angepasste Überwachung durch vorschriftsmäßige regelmäßige Inspektionen (Heben) und vollständige Begehungen Modernisierungen im Bereich Steuerung und Steuerung
Selbstsichernde Vorrichtungen	Überwachung durch regelmäßige Inspektion der DAB und auf dem Prüfstand nach Entnahme Außerordentliche Wartung durch Austausch oder Instandsetzung ausgebaute DAB
Hochspannungsmotoren	Zustandsabhängige Wartung und regelmäßige Inspektion Austausch eines Teils der RCV- und RRI-Motoren
Notstromaggregate	Regelmäßige Wartung der Aggregate und Werksüberholung der Dieselmotoren nach ca. 25 Jahren Regelmäßige Überwachung der Rotoren der Generatoren (Inspektion und elektrische Messungen) Vorbeugende Wartung der TAC und planmäßiger Austausch im Zusammenhang mit der Veralterung der wichtigsten Baugruppen
Schalttafeln	Prüfung anhand von Referenzgeräten an den feststehenden Teilen und regelmäßige Überprüfung der beweglichen Teile
Leittechnik und Mess- und Regeltechnik	Zustandsorientierte Wartung als Ergänzung zur planmäßigen Wartung sowie vorbeugende Wartung an bestimmten Anlagen Diagnose im Anschluss an die OVCC mit geplanten Austausch- und Sanierungsmaßnahmen für empfindliche Komponenten
Kabel und elektrische Durchführungen	Überwachung von Niederspannungskabeln durch Sichtprüfung und von Hochspannungskabeln durch Stichproben mit speziellen Geräten Gezielter Austausch von Kabeln, die rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt sind

Anlagen	Betrieb nach 40 Jahren
Tiefbauwerke	Angepasste vorbeugende Instandhaltung Überwachung von unterschiedlichen Setzungen durch lokale Programme Geplante außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen an stark beschädigten und großflächigen Bauteilen
Pumpstation	Angepasste regelmäßige Überwachung Sanierungsprogramm für Filtertrommeln
Unterirdische Rohrleitungen	Spezielles Programm zur Bewertung der Betriebsfähigkeit der Rohrleitungen nach 40 Jahren auf der Grundlage von Risikoanalysen und gezielten Inspektionen, ergänzend zu den routinemäßigen Inspektionen

1.2.2.3 Zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP)

ZfP-Prüfungen sind eine wichtige Instandhaltungsmaßnahme zur Überprüfung des Zustands und der Unversehrtheit von Bauteilen. Die ZfP-Verfahren entwickeln sich aufgrund technologischer Innovationen und einer besseren Risikokontrolle ständig weiter. Die Technologiebeobachtung umfasst vier Hauptrichtungen:

- Beitrag zur Risikokontrolle im Zusammenhang mit der Gammaographie,
- aktive industrielle Vorarbeit, um Entwicklungen und vorindustrielle Tests von Verfahren anzustoßen, die den Anforderungen des Parks in Bereichen entsprechen, in denen die Leistung nicht den Zielvorgaben entsprechen oder gar nicht vorhanden sind,
- eine gute Sichtbarkeit für die Unternehmen, um ihre Kompetenzen vorzubereiten und zu stärken,
- die Speicherung und Archivierung der aus den Kontrollen resultierenden Daten.

1.2.3 Maßnahmen zur Bewältigung der Veralterung von Geräten und Ersatzteilen

Die durchgeführten Analysen haben es ermöglicht, die Risiken der Veralterung der dedizierten/dezentralen Steuerungs- und Kontrollsysteme (die EIPS enthalten) zu beherrschen, um die langfristige Verfügbarkeit dieser Anlagen sicherzustellen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Die auf der CPY-Ebene durchgeführten Studien wurden vom Kernkraftwerk Tricastin angepasst, um über die Beherrschung der Alterung der *Strukturen, Systeme und Komponenten* (SSC) des Blocks Nr. 3 zu entscheiden.

So haben die Teams des Kernkraftwerks die auf allgemeiner Ebene durchgeführten Studien übernommen und gegebenenfalls die Besonderheiten im Zusammenhang mit den SSC von Block 3 identifiziert.

Auf dieser Grundlage wurde der Index 00 des Dossiers zur Eignung für den weiteren Betrieb erstellt und der ASN ein Jahr vor Beginn der Zehnjahresinspektion übermittelt.

Während der Zehnjahresinspektion wurden die *Strukturen, Systeme und Komponenten* (SSC) einer Reihe von Wartungsarbeiten, Inspektionen, Prüfungen, zerstörungsfreien Untersuchungen oder Änderungen unterzogen.

Die Analyse dieser Maßnahmen führte zu den nachstehend dargelegten Schlussfolgerungen, wobei zwischen den SSC, die hinsichtlich der Alterungsbeherrschung als besonders sensibel gelten, und den übrigen SSC unterschieden wurde. Der Index 01 des DAPE (Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation – Dossier zur Eignung für die Fortsetzung des Betriebs) des Blocks Nr. 2, der sechs Monate nach der Abweichung an die ASN übermittelt wird, wird diese Elemente vervollständigen.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die nachstehende Tabelle fasst die Ergebnisse der Auswirkungen der VD4-Aktivitäten auf die zuvor durchgeführte Alterungsanalyse zusammen. Die Inspektionen sowie die Kontrollen und Wartungsmaßnahmen, die während des VD4-Stillstands an den verschiedenen SSC durchgeführt wurden, die Gegenstand eines FAV oder eines generischen DAPE sind, haben keine Anomalien aufgezeigt, die die Beherrschung der Alterung in Frage stellen.

Die Gesamtheit der während der zehnjährigen Inspektion durchgeführten Wartungsarbeiten, Inspektionen, Prüfungen, zerstörungsfreien Untersuchungen oder Änderungen hat es ermöglicht, die Analyse der Alterungskontrolle für den Zehnjahreszeitraum von VD4 bis VD5 zu untermauern.

Der Index 01 des DAPE für Block 3 wird die Alterungsanalyse von Block 3 vervollständigen und Folgendes umfassen:

- die Erkenntnisse aus den Ergebnissen der Inspektionen und Wartungsarbeiten einerseits zu den SSC, die Gegenstand eines generischen DAPE (oder eines DAPE für einzelne Komponenten) sind, und andererseits zu den SSC, die Gegenstand eines Alterungsanalyseblatts (FAV) sind;

- Berücksichtigung der Alterungserfahrung (REX): Analyse der neuen FAV oder der FAV, deren Status sich seit der Erstellung des Index 0 des DAPE für den Block Nr. 3 nach oben entwickelt hat.

Die Bilanz der in VD4 umgesetzten Änderungen, die Bilanz der Konformitätsprüfung ECOT VD4 900 sowie das Ergebnis des Programms für ergänzende Untersuchungen PIC VD4, die bereits an verschiedenen Stellen dieses Dokuments erwähnt wurden, werden im weiteren Verlauf dieses Kapitels nicht behandelt.

Strukturen, Systeme und Komponenten	Ergänzungen zum DAPE Ind. 00
Reaktorbehälter	Die im Rahmen der vollständigen Neuklassifizierung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durchgeführte Wasserdrukprüfung ist zufriedenstellend. Die an der VD4 durchgeführten Kontrollen vervollständigen den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere die bei den Kontrollen durchgeführten Analysen und Maßnahmen: • Die Ultraschallprüfung der Rundnähte an den Mantelringen des Behälters, • Ultraschall- und TV-Prüfung der Schweißnähte der M-Halterungen, • Die umfassende TV-Prüfung der Innenauskleidung des Behälters, • Ultraschallprüfung der Leckagestoppleitung an der inneren Behälterdichtung im Rahmen der D1358, • Ultraschallprüfung der Boden-Durchführungen (Behälterinnenseite) und TV-Prüfung der Boden-Durchführungen (Behälteraußenseite), • Ultraschallprüfung zur Erkennung von Fehlern unter der Beschichtung (laufender Teil der Stützen G2 & G3, sowie Rundungen der Stützen G & H), • Röntgenprüfung der Schweißnähte an den Behälterrohren.
Reaktorkern	Die Bilanz der Inspektionen und Wartungsarbeiten, die während der VD4 an den Behälterinnenauskleidungen durchgeführt wurden, vervollständigt den Nachweis der Betriebsfähigkeit von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere die Ergebnisse der folgenden Prüfungen: • ITV (Ferninspektion) der EIS und EII (PBMP).
Primärrohrleitungen	Die im Rahmen der vollständigen Neuklassifizierung des CPP durchgeführte Wasserdrukprüfung ist zufriedenstellend. Diese Prüfung sowie die während der VD4 an den Primärrohrleitungen durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten vervollständigen den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere: • Die Behandlung und die Begründungen für die Auswirkungen auf die Rohrleitungen, die bei der Reinigung des CPP im Hinblick auf die Hydraulikprüfung festgestellt wurden, • Die Reparatur durch Zerspanung der Erhebung beim Aus- und Einbau des Führungsstifts an den Modellen 3RCP004MT und 3RCP030MT (Reparatur durchgeführt am ASR 2021, teilweise Neuzertifizierung durchgeführt am VD4-2022), • Überprüfung der im Rahmen der TUY 103 durchgeführten Einstellarbeiten.
Hilfsrohrleitungen des CPP	Die Bilanz der Kontrollen und Wartungsarbeiten, die während der VD4 an den Hilfsrohrleitungen des CPP durchgeführt wurden, vervollständigt den Nachweis der Betriebsfähigkeit von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere: • Die Ergebnisse der PBMP-Prüfungen am Abzweig der RCV-Füllleitung, • Der Ausbau des 3 RCP 040 TY. Ein Risiko im Zusammenhang mit Spannungsrisskorrosion (SRC) im nominellen Primärmedium der nuklearen Hilfsrohrleitungen ist wird derzeit im Kraftwerk untersucht. Die Zusammenfassung der bisher im Rahmen dieses Störfalles gewonnenen Erkenntnisse zeigt, dass die Schweißnähte der Hilfsleitungen des CPP der CPY-Stufe wenig anfällig (RRA-Saugleitungen 14") oder gar nicht anfällig (RIS-Accu-Leitungen 12" und Leitungen mit kleinerem Durchmesser) für diesen Verschleißmechanismus sind. Im Rahmen der Untersuchung dieses Vorfalls und der Analyse am Lager 900 wurde während der VD4 des Blocks 3 der Austausch eines Rohrbogens an der Rohrleitung 3 RCP 040 TY (RRA-Ansaugung am Primärkreislauf Nr. 2) durchgeführt. Die Untersuchungen der Schweißnähte des ausgebauten Bogenstücks zeigen keine

	Anzeichen von CSC nach metallurgischen Untersuchungen (Schweißnähte A5 und M4), Die Sichtprüfung der RIC-Führungsrohre und der Schweißnähte vor und hinter der Absperrvorrichtungen.
Druckhalter	Die Bilanz der während der VD4 am Druckhalter durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten vervollständigt den Nachweis der Betriebsfähigkeit von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere: - die EHP, - die verschiedenen im Rahmen des Präventivprogramms durchgeführten zerstörungsfreien Prüfungen (ZFP), darunter die RT-Prüfungen an Kuppel und Mantel sowie die UT-Prüfungen der Längsnähte des oberen Mantels und der Naht der Schürze am Boden des Druckbehälters.
GV	Die Bilanz der während der VD4 an den Dampferzeugern durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere: - EHP (Primärkreislauf) und EHS (Sekundärkreislauf), - die SAX-Prüfungen der Rohre (kein Rohr muss verschlossen werden), - Die technische Überprüfung der Beschichtung der Warm- und Kaltwasserkästen, - Die ETV zum Vorhandensein von Stopfen im Wasserkasten des GV1 und des GV3, - Die ETVs der Rohrplatte, - Die verstärkte Auslösung auf der Sekundärseite, - Die vorgeschriebene Kontrolle der GV-Warmwasserbereiter, - Die Sichtprüfung der GV-Zyklone, - Die Ultraschallprüfung (UT) der Verbindungen an den Bolzen der Heiß- und Kaltkästen der GV.
GMPP	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten an den GMPP ergänzt den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere: - die Sichtprüfung der DABs, - die Sichtprüfung der Schweißnähte der RRI- und RCV-Anschlüsse an der thermischen Barriere, - die Sichtprüfung der zugänglichen und unter Druck stehenden Teile, - die UT-Prüfung der Schweißnaht des Diffusors an der Spirale der GMPP 2.
Sicherheitsbehälter	Die Behälterprüfung fand vom 20.06.22 bis zum 23.06.22 statt. Sie ergab keine Funktionsstörungen und bestätigt das insgesamt einwandfreie Verhalten der Anlage. Sie belegt die Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 3 von Tricastin für den zehnjährigen Zeitraum nach der VD4 (VD4-VD5).
Bauwerksstruktur	Die Bilanz der seit dem letzten DAPE-Bericht durchgeführten PBMP-Kontrollen an den Bauwerken vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb von Block 3 in Tricastin für den Zehnjahreszeitraum nach VD4 (VD4-VD5).
Steuerung und Regelung	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten an den elektrischen Anlagen und der Instrumentierung vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den Zehnjahreszeitraum nach der VD4 (VD4-VD5).
Stromkabel K1	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten an den Stromkabeln ergänzt den Nachweis der Betriebsfähigkeit von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere: die elektrischen Kontrollen, darunter die Tangente-Delta-Tests, die im Zusammenhang mit dem Austausch der Transformatoren oder im Anschluss an die vorgeschriebenen Kontrollen durchgeführt wurden Die elektrischen Kontrollen der Schaltanlagen lassen kein Risiko einer Verschlechterung erkennen.
Elektrische Durchführungen	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten an den elektrischen Durchführungen vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb Betriebsgenehmigung für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den zehnjährigen Zeitraum nach der VD4 (VD4–VD5).
Mechanische und	Die Bilanz der an mechanischen und elektromechanischen Anlagen während der VD4 vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den Zeitraum

elektromechanischen	Zehnjahreszeitraum nach der VD4 (VD4-VD5). Die an den RRA-Motoren durchgeführten Tangente-Delta-Prüfungen lassen kein Risiko einer Verschlechterung erkennen.
Armaturen	Die Bilanz der Kontrollen und Arbeiten der Wartungsarbeiten durchgeführt an den Armaturen während der VD4 vervollständigen den Nachweis der Eignung für die weitere des Blocks 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5).
Elektrische Anlagen und Instrumentierung	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten an elektrischen Anlagen und Instrumenten vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb von Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5).
Anlagen auf dem Gelände	Die Bilanz der seit dem letzten Bericht durchgeführten Kontrollen der Anlagen auf dem Gelände des DAPE vervollständigt den Nachweis der Eignung für die weitere Betriebsführung des Blocks 3 von Tricastin für den Zehnjahreszeitraum nach VD4 (VD4-VD5).

Berücksichtigung der Betriebserfahrungen im Bereich Alterung

Gemäß dem nationalen generischen Prozess zur Bewältigung der Alterung der SSC berücksichtigt EDF alle seit der Erstellung des DAPE-Index 0 für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin aktualisierten FAV und wird diese im DAPE-Index 1 für Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin berücksichtigen.

1.3 FAZIT

Der Prozess zur Bewältigung der Alterung der Anlagen wurde bereits lange vor der TTS des 3-RP 900 (2009) eingeleitet. Er stützt sich auf Studien, die ursprünglich für den Zeitraum vom 3. bis zum 4. VD durchgeführt und im Rahmen der Arbeitsgruppen „Alterung“ von 2003 und 2006 geprüft wurden, ergänzt durch Studien für den Zeitraum nach dem 4. VD, die im Rahmen der Arbeitsgruppen ESPN und GPR im März 2018 geprüft wurden. Die Organisation, die sich an den Prozessen der Instandhaltung, der Alterungsbeherrschung und des Umgangs mit der Veralterung der Ausrüstung orientiert, ist auf das Dossier zur periodischen Überprüfung des 900-MWe-Reaktors für den weiteren Betrieb der Reaktoren dieser Baureihe nach 40 Jahren abgestimmt.

Auf dieser Grundlage wurde im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung ein umfangreiches Programm zur Überprüfung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstungen durchgeführt. Dabei werden zwei Fälle unterschieden:

- Nicht austauschbare Komponenten (Reaktorbehälter, Sicherheitsbehälter): Für diese Komponenten ermöglichen die durchgeführten Analysen, ihre Eignung für den weiteren Betrieb über 40 Jahre hinaus sicherzustellen;
- Austauschbare Komponenten: Die im Rahmen der Überprüfung ermittelten erforderlichen Maßnahmen und Änderungen werden durchgeführt.

Die Analyse der während des Stillstands VD4 des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführten Kontrollmaßnahmen und Wartungsarbeiten ermöglicht die Bestätigung des lokalen Alterungsmanagementprogramms (PLMV) für diesen Block und für den zehnjährigen Zeitraum nach dem Stillstand VD4 (bis zum Stillstand VD5).

Das PLMV ist ein Dokument, das im Anschluss an die erste DAPE des Blocks (Index 0) erstellt wird. Es wird regelmäßig aktualisiert. Sein Ziel ist es, alle Maßnahmen zu identifizieren, die es ermöglichen, die Alterungsbewältigung der sicherheitsrelevanten Systeme und Komponenten (SSC) zu begründen, die sich auf die Sicherheit der Anlagen auswirken. Es stützt sich auf:

- die Schlussfolgerungen der nach jedem VD nacheinander erstellten DAPE für den Reaktorblock, in denen die im folgenden Zehnjahreszeitraum durchzuführenden Maßnahmen festgelegt werden,
- Folgemaßnahmen aus nationalen oder lokalen Erfahrungsberichten, die außerhalb der VD stattfinden,
- außerordentliche Instandhaltungsprogramme, die aus der mehrjährigen Planung des Standorts hervorgehen (nach der Sicherheitsüberprüfung).

Im Anschluss an die Analyse zur Alterungsbeherrschung der sicherheitsrelevanten Komponenten (SSC) des Blocks Nr. 3 von Tricastin wurden Instandhaltungsmaßnahmen, Kontrollen sowie Änderungen identifiziert, die zum Nachweis der Eignung für die Fortsetzung des Betriebs dieses Blocks für den zehnjährigen Zeitraum nach der VD4-Abschaltung (VD4 – VD5) beitragen, identifiziert und zum Teil bereits vor Ablauf der VD-Stillegung durchgeführt.

Es sei zudem darauf hingewiesen, dass dieses PLMV-Programm auf der Grundlage der verfügbaren Studien und Daten erstellt wurde und sich daher aufgrund der Einbeziehung neuer Betriebserfahrungen regelmäßig weiterentwickeln wird.

Zusammenfassend bestätigt die Bilanz der während des Stillstands VD4 durchgeführten Tests, Inspektionen und Wartungsarbeiten den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin für den Zehnjahreszeitraum VD4-VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen.

ABSCHNITT 2: KONTROLLE DER QUALIFIZIERUNG DER MQCA

ZUSAMMENFASSUNG

2	AUFRECHTERHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG VON MATERIALIEN, DIE FÜR UNFALLBEDINGUNGEN QUALIFIZIERT SIND	359
2.1	VORGEHENSWEISE ZUR PRÜFUNG DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIKATION	359
2.2	ANWENDUNG DES VERFAHRENS ZUR AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-ZULASSUNG	361
2.2.1	MECHANISCHE AUSRÜSTUNG	361
2.2.2	ELEKTRISCHE GERÄTE	361
2.3	SCHLUSSFOLGERUNG.....	369

2 BEIBEHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG VON QUALIFIZIERTEM MATERIAL UNTER UNFALLBEDINGUNGEN

Allgemeiner Teil – Stufe

Die Qualifizierung unter Unfallbedingungen ist ein Prozess, der gewährleisten soll, dass die Ausrüstungen in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in Unfallsituationen zu erfüllen, in denen sie im Rahmen des Sicherheitsnachweises erforderlich sind.

Da die für Störfallbedingungen qualifizierten Materialien (MQCA) auf der Grundlage einer Betriebsdauer von 40 Jahren qualifiziert wurden, wird für diese Materialien ein spezifischer Ansatz angewendet, um die Frage der Verlängerung der Qualifikationsdauer zu behandeln.

Das Industrieprogramm von EDF zur Fortführung des Betriebs der Blöcke nach 40 Jahren besteht darin, die Aufrechterhaltung der Qualifikation der für Störfallbedingungen qualifizierten Ausrüstungen (MQCA) der mechanischen und elektrischen Ausrüstungen nachzuweisen oder diese gegebenenfalls entweder zu ersetzen oder zu sanieren.

2.1 VORGEHENSWEISE ZUR PRÜFUNG DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIKATION

Die Qualifizierung für Unfallsituationen ist ein Prozess, der gewährleisten soll, dass die Ausrüstungen in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in Unfallsituationen zu erfüllen, in denen sie benötigt werden. Dieser Prozess stützt sich:

- Für jede Ausrüstung auf:
 - die Ermittlung der Qualifikationsanforderungen,
 - der Durchführung eines Qualifizierungsprogramms auf der Grundlage allgemeiner Spezifikationen,
 - der Umsetzung der notwendigen Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Qualifikation während der Herstellung, Montage und des Betriebs der Ausrüstung.
- auf die Erstellung einer Dokumentation, die die Qualifizierung dieser Ausrüstungen und die Bedingungen für die Aufrechterhaltung dieser Qualifizierung im Betrieb darlegt.

Die von der Qualifizierung potenziell betroffenen EIPS sind hauptsächlich nicht-statische mechanische Ausrüstungen, elektrische Ausrüstungen und Steuerungs- und Regelungsausrüstungen sowie Ausrüstungen, die potenziell von einer Anforderung hinsichtlich der Dichtheit betroffen sind.

Sie werden als unter Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstungen (MQCA) bezeichnet und müssen in Unfallsituationen, in denen sie für den Auslegungsbereich oder den Zusatzbereich erforderlich sind, bestimmte Funktionen erfüllen. Je nach ihrer Rolle werden Anforderungen festgelegt:

- Anforderung an die Erdbebensicherheit,
- Anforderung an die Eignung für raue Umgebungsbedingungen,
- Anforderungen an die Dichtheit,
- besondere Anforderungen: Bruch von Hochdruckleitungen, belastetes Wasser.

Diese Anforderungen werden in physikalische Belastungen unterteilt, die in den für die Ausrüstung einzuhaltenden Spezifikationen angegeben sind. Der Einfachheit halber wird der Ausrüstung oft ein zusammenfassendes Profil dieser physikalischen Belastungen zugeordnet: Profile K1, K2 oder K3.

Die Qualifizierung der Ausrüstung für Unfallbedingungen wurde unter der Annahme einer Lebensdauer von 40 Jahren festgelegt. Diese Annahme wurde verwendet, um die Alterung der Komponenten im Rahmen der anfänglichen Qualifizierung der Ausrüstung zu berücksichtigen, und kann kürzer sein als die für die Ausrüstung vorgesehene Betriebsdauer:

- entweder weil es im Laufe der Zeit notwendig wird, sie nach oben zu korrigieren, um die Betriebsdauer der Anlage zu verlängern,
- entweder weil diese Annahme zur Lebensdauer der Ausrüstung aufgrund einer schnelleren Alterungskinetik oder einer im Betrieb rauerer Umgebung als bei der Erstqualifizierung berücksichtigt wurden, aufgrund von Erfahrungswerten, die neue Alterungsmechanismen aufzeigen, oder aufgrund neuer wissenschaftlicher Erkenntnisse über die betreffenden Phänomene.

In jedem Fall ist gemäß der internationalen Norm IEC/IEEE 60780-323 [Ausgabe Februar 2016 – Kernanlagen – Sicherheitsrelevante elektrische Ausrüstung – Qualifizierung] ein Programm zur Erweiterung der Qualifizierung, das sogenannte „Programm zur schrittweisen Qualifizierung“, anzuwenden, bevor die Betriebsdauer der Ausrüstung die bei der ursprünglichen Qualifizierung zugrunde gelegte Lebensdauerannahme überschreitet.

Die schrittweise Qualifizierung kann eine oder mehrere der folgenden sechs Methoden nutzen, die in der Reihenfolge der Analyse, d. h. der nacheinander zu stellenden Fragen, nummeriert sind:

- Methode 1: Analyse der Bedingungen der Erstqualifizierung zur Bewertung etwaiger Sicherheitsmargen.
- Methode 2: Vergleich der Belastungen und Umgebungsbedingungen (Temperatur und Strahlung), denen die Ausrüstung im Betrieb tatsächlich ausgesetzt ist, mit den bei der Qualifizierung zugrunde gelegten Werten. Dieser Vergleich kann zu einer Neubewertung der qualifizierten Lebensdauer auf der Grundlage der tatsächlichen Betriebswerte führen.
- Methode 3: Überwachung von Parametern zum Zustand der Ausrüstung oder zu ihrem Betriebsverhalten im Rahmen von regelmäßigen Prüfungen, Kontrollen oder Gutachten. Diese Parameter müssen es ermöglichen, eine Entwicklung der Ausrüstung zu erkennen, die der Erfüllung der geforderten Aufgabe in einer Unfallsituation oder unter seismischer Belastung abträglich wäre. Dabei kann es sich also handeln um:
 - um regelmäßige Messungen an der Ausrüstung (Methode 3a), beispielsweise Messgenauigkeit, Ansprechzeit oder elektrische Messungen wie Isolationswiderstand,
 - einer Begutachtung der Ausrüstung (Methode 3b), die darauf abzielt, deren Zustand vor Ort zu charakterisieren.
- Methode 4: Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen auf die Geräte. Es gibt zwei Möglichkeiten, die Auswirkungen der Umgebungsbedingungen zu verringern:
 - Änderung der Umgebungsbedingungen (Methode 4a). Dazu gehört beispielsweise die Klimatisierung eines Raums, um die durchschnittliche Raumtemperatur zu senken und so die Lebensdauer der dort installierten Geräte zu verlängern,
 - Schutz oder Verlegung von Geräten (Methode 4b). Dies umfasst beispielsweise den Schutz eines Geräts durch eine Abschirmung vor Strahlung aus einer Strahlungsquelle, um die kumulierte Strahlendosis über seine Lebensdauer zu reduzieren, oder die Verlegung des Geräts in eine Umgebung mit geringerer Strahlung.

- Methode 5: Erweiterung der Qualifizierung der Anlage durch Unterziehen einer Testqualifizierungssequenz, die auf der Annahme eines verlängerten Betriebs basiert. Der Test kann durchgeführt werden:
 - an einem vor Ort in doppelter Ausführung installierten Gerät (oder Prüfling) (Methode 5a),
 - an einem vor Ort entnommenen Gerät (Probenprüfung), vorzugsweise wenn dessen Referenzzustand und die Belastungen, denen es ausgesetzt war, bekannt sind (Methode 5b),
 - an einem neuen Gerät (Methode 5c).
- Methode 6: Austausch (Methode 6a) oder Sanierung (Methode 6b) der gesamten oder eines Teils der Anlage als vorbeugende Maßnahme, entweder durch identische oder durch weniger alterungsempfindlichen Komponenten.

2.2 Umsetzung des Konzepts zur Sicherung der MQCA-Qualifikation

2.2.1 Mechanische Geräte

Bei mechanischen Geräten basiert die Strategie der schrittweisen Qualifizierung auf:

- dem Austausch von Komponenten, die empfindlich auf radioaktive, thermodynamische und chemische Bedingungen reagieren – in der Praxis sind dies nichtmetallische Komponenten – in Abständen, die mit der Lebensdauer, die bei der Erstqualifizierung berücksichtigt wurde,
- der Überprüfung der mechanischen Teile, die unempfindlich gegenüber Unfallbedingungen sind, durch die Anwendung der PBMP,
- der Überprüfung der Leistungserhaltung durch regelmäßige Prüfungen.

Die für mechanische Ausrüstungen verwendete Methode der schrittweisen Qualifizierung ist somit die Methode 6, die auf empfindliche Komponenten angewendet wird.

Das von EDF umgesetzte Arbeitsprogramm sieht vor, dass die Qualifizierungsstrategien für die TTS des 4 RP 900 im Bereich der mechanischen Ausrüstung zum Abschluss gebracht werden. Für bestimmte Ausrüstungen sehen diese Strategien den vollständigen oder teilweisen Austausch von Komponenten vor, der durch zusätzliche Überprüfungen und Austausche im Rahmen von Wartungsmaßnahmen (über eine spezielle Vorschrift der DPN) oder durch lokal umgesetzte technische Änderungen (PNRL) verwaltet wird.

Es ist wichtig anzumerken, dass infolge der Anweisung der Arbeitsgruppe „Orientierungen zur Betriebsdauer“ (DDF) vom 19. Januar 2012 ein ergänzendes Programm zur Begutachtung mechanischer MQCA (Pumpen und Armaturen) umgesetzt wurde. Dieses Begutachtungsprogramm zielt darauf ab, das Wissen über die in den FAV beschriebenen Alterungsmechanismen zu vertiefen und sicherzustellen, dass keine Phänomene auftreten, die bei der Erstqualifizierung und im Alterungsmanagementprozess nicht berücksichtigt wurden.

Dieses Begutachtungsprogramm wurde an 3 Pumpen und 4 Armaturen durchgeführt. Die begutachteten Geräte wurden so ausgewählt, dass sie verschiedene Technologien und verschiedene Lieferanten abdecken, die in den 900-MWe- und 1300-MWe-Blöcken zu finden sind.

Diese Gutachten, die in Zusammenarbeit mit den Herstellern erstellt wurden, haben es ermöglicht, zu überprüfen, dass die an den Armaturen und Pumpen festgestellten Alterungsmechanismen den Erwartungen entsprechen, und es wurden keine neuen Alterungsmechanismen festgestellt. Die Betriebsfähigkeit dieser Geräte nach 40 Jahren wird bestätigt, sofern die Wartungsmaßnahmen fortgesetzt werden, die darauf abzielen, die alterungsanfälligen nichtmetallischen Komponenten regelmäßig zu ersetzen.

2.2.2 Elektrische Geräte

Für elektrische MQCA sowie Steuer- und Regelgeräte umfasst das schrittweise Qualifizierungsverfahren zwei

Phasen:

- Eine strategische Phase zur Auswahl der Methode. Sie endet mit der Erstellung der Note de Stratégie de Qualification Progressive (NSQP), die nach Gerätefamilien und Qualifikationskategorien (K1, K2, K3), mit Ausnahme von Kabeln, elektrischen Durchführungen und Steuerungs- und Kontrollgeräten, die in den DAPE-Komponenten behandelt werden.
- Eine operative Phase, die darin besteht, die gewählte Methode umzusetzen (Analysen, Gutachten, Prüfungen oder Austausch) und anschließend die Dokumente des Qualifizierungsreferenzsystems bei Bedarf zu aktualisieren.

Für elektrische Anlagen, die vor der ersten regelmäßigen Überprüfung installiert wurden, wurden die Strategien in den Dossiers zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE) oder in den NSQP beschrieben, die der betreffenden Anlagenfamilie zugeordnet sind.

Diese Dokumente können verschiedene Arten von Methoden zur Aufrechterhaltung der Qualifikation vorsehen. Im Verhältnis:

- 40 % der in den NSQP genannten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Qualifikation durch Analysen vor; ist dieser analytische Ansatz nicht schlüssig, nimmt EDF einen Austausch vor (Methoden 1, 2, 3a),
- 38 % der in den NSQP genannten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Qualifikation durch Probenahmen/Gutachten oder Prüfungen vor; ist dieser analytische Ansatz nicht schlüssig, führt EDF Ersetzungen vor (Methoden 3b oder 5),
- 22 % der von den NSQP herangezogenen Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Qualifikation durch direkten Austausch ohne vorherige Analyse oder Prüfung vor (Methoden 6a oder 6b).

Die detaillierte Aufstellung nach Gerätetyp ist in der folgenden Tabelle dargestellt:

Gerätetyp	Bewertungsmethode	Schlussfolgerung
Leit- und Steuerungstechnik		
Geräte des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN)	Für die CPY-Sanierungsstandorte im 4-RP 900 (PNPP1838).	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung.
Relais des Reaktorschutzsystems (RPR und außerhalb des RPR)	Vorabprüfung bestimmter Geräte außerhalb des RPR (sogenannte prospektive Prüfungen), anschließend Prüfung von vor Ort entnommenen Geräten im gesamten Umfang.	Prospektive Tests: Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung auf Leiterplatten, Polarisierungs- und Anschlusseinheiten sowie bestimmte Sockel. Änderungen, die aufgrund von Fehlern während der Tests vorgenommen wurden: - Monostabile Relais TEC1804, TEC 1808 und bistabile Relais Siemens V23003 (PNPE1215), - Weiterentwicklung der RPR-Funktion (PNPP1871), - Änderungen in der Wartung (DP333): Zeitrelais TEC MTI CACTA + Dichtung G2. Ergebnisse der übrigen Tests: Erweiterung der Qualifizierung erlangt.
Geräte des allgemeinen Regelsystems (KRG – SIP-P und SIP VI)	SIP CPY: 17 Modultypen, die Stichprobenprüfungen unterzogen wurden, und 3 Modultypen, die analog geprüft wurden.	Prüfergebnisse: Qualifikationserweiterung erteilt, mit Ausnahme der Materialien, die Gegenstand der folgenden Änderungen sind: Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen an SIP-Modulen: - Weiterentwicklung des SIP-Systems – P (PNPP1873), - Änderungen in der Wartung (DP333): SIP-Module.
	Schaltschränke des SIP Protection CPY: Stichprobenprüfung (Methode 5b) zu komplex → Begutachtung (Methode 3b).	Erweiterung der Qualifizierung erteilt.
Strahlenschutz-Messschränke (KRT)	Nicht originale Messmodule.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation.
	Racks, Anschlüsse, interne Verkabelung, entnommene und begutachtete Klemmenblöcke + ergänzende Qualifikationsprüfungen (insbesondere Erdbebensicherheit). Begutachtung der übrigen Schaltschränke (mechanische Struktur und elektrische Anschlüsse).	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung.
	Verbundkabel: Untersuchung der Materialzusammensetzung, Analyse der Betriebserfahrungen, Begutachtungen vor Ort oder im Labor an Proben von vor Ort gealterten Kabeln.	Erweiterung der Qualifizierung erteilt.
KPS-Ebulliometer	Nicht-Originalmaterialien = Erreichen des 40-Jahres-Alters zwischen dem 4 und 5-RP 900: Probenahme beim 4-RP 900 und Prüfungen	Nicht synchronisierte Qualifikationserweiterung auf den 4-RP 900. Entnahme in Fessenheim und geplante Versuche zwischen 2021 und 2023.
Alarmmanager im Kontrollraum (KSC)	Probenahme und Tests.	Erweiterung der Qualifikation erlangt.
Ausrüstung im Kontrollraum	Probenahme von Ausrüstung, die der auf den Bedienpulten installierten entspricht, für Tests (Probenahme der gesamten Bedienpulte nicht möglich). Direkter Austausch bestimmter Komponenten: Hupen.	Testergebnisse: Erweiterung der Qualifikation erteilt, mit Ausnahme der Geräte, die Gegenstand der nachstehenden Änderungen sind. Änderungen, die aufgrund von Fehlern während der Tests bereits in Angriff genommen wurden: - Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Führerstand (PNPE1225), - Austausch der Signalhörner im Führerstand (PNRL1831).
Kabel	Probenahme und Begutachtung von Kabeln K1, K3 verschiedener Art.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation

Art der Ausrüstung	Qualifizierungsmethode	Fazit
Elektrische Durchführungen	Analyse der Grundlagen: Sicherheitsmargen der ursprünglichen Qualifizierung, in den PBMP vorgesehene Überwachung, Lebensdaueranalysen (REX international, Stand des Grundlagenwissens über Werkstoffe, technologische Besonderheiten und geringe Umweltbelastungen im Zusammenhang mit elektrischen Durchführungen).	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung.
Messgeräte		
RIC K1-Temperaturleitungen	Kombination verschiedener Methoden: - Gutachten, - Vergleich mit den tatsächlich im Betrieb auftretenden Umgebungsbelastungen.	Erweiterung der erlangten Qualifizierung für die RIC-Temperaturleitungen bis zum VD5-Stopp, mit Ausnahme der TIA499/6149-Steckverbinder, die in den 1990er Jahren installiert wurden und für die vor den VD5-Stopps noch Qualifizierungsmaßnahmen durchzuführen sind.
Platin-Widerstandsthermometer K1	Austausch (DT38 oder BEVAA). Beibehaltung der kürzlich installierten DT108.	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung.
BIBLOC-Druckmessumformer	Prüfung nach Probenahme.	Erweiterung der Qualifikation erteilt.
Messumformer vom Typ AMC TE	Nutzung des REX und robuste, inhärente Konstruktion der Geräte.	Erweiterung der Qualifikation erlangt.
Elektromagnetische Durchflussmesser Flumag / Optiflux	Flumag: Analysen. Optiflux: Zertifizierung aus dem Jahr 2007, seitdem installiert.	Erweiterung der Zertifizierung erlangt.
Drucksensoren 8000	Analysen auf der Grundlage der Überwachung von Parametern zum Zustand der Ausrüstung oder zu deren Betrieb im Rahmen der regelmäßigen Prüfungen.	Erweiterung der Qualifikation erlangt.
Neutronenkette (CNI, CNS und CNP)	Austausch der Ketten im Rahmen des Vorfalls AFT 16-05. Die Änderung PNPP1946 gewährleistet akzeptable Temperaturen für die Neutronenkette CNI bei Ausfall der Zwangsbelüftung des Reaktorkellers.	Erweiterung der Qualifizierung erlangt.
Strahlenschutzmessketten (KRT) – Hoher Gammafluss	Innenbereich BR: Konstruktion der überwiegend aus Metall bestehenden Ketten und regelmäßige Prüfungen → Analyse. Außenbereich BR: Sanierung.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation. Sanierung der KRT-Anlage mit hohem Gamma-Strom BR (PNPE1171).
Strahlenschutzmessketten (KRT) – hohe Aktivität Sumpfbecken und RIS-Aktivität	Analysen basierend auf dem tatsächlichen Alter der installierten Geräte, ihrer Nutzungsrate, den Belastungen und Umgebungsbedingungen, denen die Geräte seit ihrer Installation im Betrieb tatsächlich ausgesetzt waren, sowie den für den Fall einer verschlechterten Umgebung angenommenen Bedingungen.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation.
Strahlenschutzmessketten (KRT) – Luftmessketten Ausblasung im Kontrollraum	Direkter Austausch der Ketten.	Renovierung der KRT-Kette (PNPP1947).
Sonstige KRT-Ketten	Ersetzungen durch die Hardware-Änderungen PNPP1442 Band A, PNPP1485 – Projekt PIT 3 900 und PNPP1483 – Projekt Obsoleszenz.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation.

Art der Ausrüstung	Qualifizierungsmethode	Fazit
Füllstandssensoren Druckmessumformer Hydrostatische Sonde	Aktuelle Qualifizierung. ANV Houdec-Füllstandssensoren, qualifiziert im Jahr 2006 und nach diesem Datum installiert. Fuji-Druckmessumformer, qualifiziert im Jahr 2009 und nach diesem Datum installiert. Hydrostatische Sonde BAUMER, 2010 qualifiziert und nach diesem Datum installiert.	Erweiterung der Qualifikation erlangt.
Füllstandssensoren TCEM Thermostate / Manostate GEORGIN / BAUMER	Analyse: Positive Ergebnisse der Betriebserfahrungsauswertung (regelmäßige Prüfungen und Kontrollen) und Vergleich der Erstzulassung mit den tatsächlichen Beanspruchungen.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation.
Durchflusswächter HOUEDEC CCB 311	Begutachtung von vor Ort entnommenen Proben.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation.
Endschalter Petercem	Prüfungen nach Probenahmen vor Ort.	Erweiterung der Qualifizierung durch Tests bis zum 5Reaktorzyklus für alle Arten von Endschaltern, mit Ausnahme derjenigen am Standort Tricastin. Die Qualifizierung der Endschalter von Tricastin bleibt bis zum 5Reaktorzyklus bestehen da sie nicht vor Ort installiert wurden.
Anschlussstechnik – Verbindungen / Koaxialkabel		
Koaxialverbindungen RPN K1 und K2	Mineralische Verlängerungsleitungen CNI K1 von RCCN und mineralische Verbindungsstücke CNS K2 von PHOTONIS: Austausch vor Erreichen einer Betriebsdauer von 40 Jahren durch triaxiale Verbindungen von RRCN (PNPP1842).	Erweiterung der erworbenen Qualifikation.
	Mineralische CNP-K2-Verbindungsstücke von PHOTONIS: Analyse der Beschaffenheit der Bestandteile (metallisch und mineralisch) und der Reparaturmöglichkeit der Außenhülle.	Erweiterung der Qualifikation erteilt.
	Organische Verlängerungsstücke K2: Nutzung der Ergebnisse der F&E-Lebensdaueruntersuchungen an den IEG-Kabeln der CPY-Stufe in Verbindung mit einem Gutachten.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation.
Anschlussmaterialien, qualifiziert für K1 und K2 (und abdeckend für K3)	Probenahme und Gutachten.	Erweiterung der Qualifikation erlangt.
Elastimold-Steckverbinder, die in den HTA-RRR-Motoren verbaut sind	Ersatz: Fortsetzung von AnP94/001.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation.
Armaturenantriebe		
Stellantriebe	Austausch der K1-Stellantriebe vor den VD4-Stillständen, die im Rahmen der Austauschkampagne im Zusammenhang mit dem Fall AI01.001 nicht ausgetauscht wurden.	Erweiterung der Qualifizierung erteilt.
	Geräte K2, K3: Prüfungen nach Probenahmen.	Prüfergebnisse: Erweiterung der Qualifikation erteilt, mit Ausnahme der auf DEL installierten Honeywell-Modelle, für die ein Austausch durchgeführt wird (PNPE1243 und PNRL1849).
Magnetventile	Typ MB und MT wurden durch eine im Rahmen des 3RP 900 (PNRL1035) eingeführte Hardware-Modifikation ersetzt.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation.
	Derzeit laufen Prüfungen an Proben der Magnetventile vom Typ V301 (K1/K2) und der Magnetventilblöcke vom Typ MT/M2T (K2).	Tests laufen. Testergebnisse: Erweiterung der Qualifikation für einen Teil der Modelle erteilt. Notwendigkeit des Austauschs der Modelle MT/M2T K2/K3 nach 40 Jahren (Frist nach der ⁴ periodischen Überprüfung), zu prüfen im Rahmen der 5RP 900 (da nicht original vor Ort).
Hoch- und Niederspannungsantriebe		

Art der Ausrüstung	Qualifizierungsmethode	Schlussfolgerung
Hochspannungsmotoren	Nachweis durch Analyse. Überholte RRI- und RCV-Motoren.	Erweiterung der erlangten Qualifizierung.
Niederspannungsmotoren	Entnahme und Prüfung einer Auswahl repräsentativer, vor Ort installierter Motoren.	Erweiterung der Qualifizierung für bestimmte Modelle nicht erteilt. Eingeleitete Änderung: PNRL1845 „Austausch von Niederspannungsmotoren“.
Stromverteilung		
Hochspannungsschaltanlagen (LHi/LGi – 6,6-kV-Verteilung mit und ohne Notstromversorgung)	Komponenten bereits ausgetauscht. Durchführung von Prüfungen und/oder Gutachten an vor Ort entnommenen festen und beweglichen Teilen.	Prüfergebnisse: Keine Qualifikationserweiterung für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen erteilt. Bereits eingeleitete Änderung(en) aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Wartungsarbeiten (DP333): Austausch der MGK-Sicherungen, Anbringen von Befestigungen, spezielle Kontrollen.
	Schutzkette: Probenahmen und Prüfungen.	Prüfergebnisse: Keine Qualifikationserweiterung für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen bei der Wartung (DP333): Austausch der zeitverzögerten Schutzrelais ICE-TTT7111.
Quellschaltanlagen (LAi (230 V DC), LBi (125 V DC), LCi (48 V DC), LDi (30 V DC) und LNi (220 V AC, wellenförmig)	CPY: Austausch der Schutzrelais in den Quellschaltanlagen spätestens beim 4-RP 900 (DP333).	Erweiterung der erworbenen Qualifikation.
	Übrige Schaltanlagen an den CPY-Standorten: Prüfungen und/oder Gutachten an vor Ort entnommenen Geräten.	Prüfergebnisse: Keine erweiterte Qualifizierung für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Wartungsarbeiten (DP333): Austausch der 125-V-Gleichstrom-Leistungsschalter (KB2 und Securex) sowie der OKFC-Selbsthalt-Relais.
Niederspannungsschaltanlagen	Prüfungen und/oder Begutachtungen von vor Ort entnommenen Geräten.	Prüfergebnisse: Keine Qualifizierung für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen in der Wartung (DP333): Austausch von Schützschubfächern.
	Schutzrelais: Entnahme und Prüfung.	Erweiterte Qualifizierung erlangt.
Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren (CPY)	Austausch der 630-kVA-Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren am CPY (PNPE1044).	Austausch der 630-kVA-Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren am CPY (PNPE1044).

Art der Ausrüstung	Qualifizierungsmethode	Fazit
Schaltanlagen und Verteilerkästen		
IAAR-Schaltanlagen	Prüfungen und Begutachtungen der vor Ort entnommenen empfindlichen Bauteile.	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung.
Hilfsschränke für Dieselgeneratoren	Hardware-Änderung am 4 RP 900 (PNPE1122) implementiertum die Rückführung von Materialien für Prüfungen und Begutachtungen oder den Austausch (Erregungsschütze) zu ermöglichen.	Erweiterung der Qualifizierung durch den Austausch, bis die Testergebnisse der aus TRI1 entnommenen Bauteile vorliegen. Wartungsarbeiten (DP333): Austausch des Spannungsreglers und der DDAE-Platine.
Hilfsschaltanlagen der Notstromturbogeneratoren (LLS)	Installiert nach der Inbetriebnahme der 900-MWe-Blöcke (ab 1984).	Erweiterung der Qualifizierung eingeleitet, nicht synchronisiert mit der 4. VD, behandelt im Fall PNPE1148.
ASG-Überdrehzahlsschränke	Entnahmen/Austausch geregelt durch die Hardware-Änderung (PNPE1258 Band J) des Projekts des 4-RP 900	Erweiterung der erlangten Zulassung durch Austausch, bis die Ergebnisse der Prüfungen der aus TRI1 entnommenen Proben vorliegen. Um die Erweiterung der Qualifizierung angesichts der verspäteten Probenahmen und Prüfungen sicherzustellen, werden die Austauscharbeiten durchgeführt, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse liefern sollten.
Sicherheitsbeleuchtung der SdC	Probenahmen/Austausch werden durch die Materialänderung (PNPE1132) geregelt.	Erweiterung der durch den Austausch erlangten Qualifizierung (PNPE1132). Um die Erweiterung der Zulassung angesichts verspäteter Probenahmen und Prüfungen sicherzustellen, werden Ersatzmaßnahmen ergriffen, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse liefern sollten.
Umrichter (Wechselrichter und Gleichrichter)	Sonstige Ausrüstung: Es werden mehrere Methoden zur schrittweisen Qualifizierung gleichzeitig angewendet.	Ergebnis der Begutachtungen: Qualifikationserweiterung für die Anlagen in Tricastin unter der Voraussetzung, dass die empfindlichen Komponenten ausgetauscht werden. Begutachtung und Prüfungen an bestimmten Geräten der CPY-Stufe außerhalb von Tricastin laufen derzeit. Bereits eingeleitete Änderung(en): PNSR9008 9015/16/17/18: Untersuchungen, Inspektionen, Begutachtungen und gegebenenfalls Austausch empfindlicher Komponenten an bestimmten Standorten der CPY-Stufe
Heizelemente und elektrische Begleitheizungen	Zufriedenstellendes REX und Begutachtungen vor Ort.	Ergebnis der Begutachtungen: Verlängerung der Qualifikation unter der Voraussetzung, dass sich die Geräte in gutem Zustand befinden. Änderungen in der Instandhaltung (DP333): Überprüfung und Austausch von Heizelementen und Heizkabeln.
Akkumulatorenbatterien	Regelmäßige Messungen und Austausch im Rahmen der seit Inbetriebnahme dieser Anlagen durchgeführten Wartungsarbeiten.	Erweiterung der Qualifikation erteilt.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Änderungen:

- PNPP1838 „Sanierung des RPN CPY in VD4“,
- PNPE1044 „Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen“,
- PNPE1122 „Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Schaltschränke der Notstromaggregate“,
- PNPE1132 „Austausch der Sicherheitsbeleuchtung im Kontrollraum“,
- PNPE1215 „Austausch der Relais TEC1804/1808 und Siemens V23003 außerhalb des RPR“,
- PNPE1225 „Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum“,
- PNPE1243 „Austausch der elektrischen Stellantriebe der Regelventile der DEL-Kühlbatterien in den Elektroräumen“,
- PNPP1442 Band A „Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Maßnahmen REN/APG“,
- PNPP1483 „Veralterung der KRT-Ketten“,
- PNPP1485 „Austausch der KRT-Ketten VVP / Stickstoff 16“,
- PNPP1871 „Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des Testers; Weiterentwicklung des RPR-Testers; Austausch der SdC-Schalter“,
- PNPP1873 „Weiterentwicklung des SIP-Schutzsystems“,
- PNPP1946 „Einbau eines Registers am Lüftungskanal des Behälterbrunnens“,
- PNPP1947 „Sanierung der Strahlenschutzmessketten KRT“,
- PNPE1258 Band J „ASG-Überdrehzahlsschränke“,
- PNRL1035 „Austausch der Magnetventile K1 MB & MT und der Endschalter“,
- PNRL1831 „Austausch der Signalhörner im Kontrollraum“,
- PNRL1845 „Austausch von Niederspannungsmotoren“,
- PNRL1849 „Aufrechterhaltung der Qualifikation der DVL- und DVC-Register“,

wurden im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1148 „Aufrechterhaltung der Qualifizierung der LLS-Schaltanlagen und -Verteilerkästen“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt, ^{die} spätestens für 2025 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1842 „Einbau und Montage der dreiachsigen Verlängerungen CNS und CNI des RPN-Systems“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens für 2024 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1171 „Sanierung der KRT-Kette mit hohem Gammafluss BR“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die im Rahmen der DP333 spätestens in VD4 durchzuführenden Wartungsänderungen wurden im Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vorbehaltlos umgesetzt. Die nach VD4 und vor Erreichen des 40. Betriebsjahres der Anlagen durchzuführenden Änderungen sind in das lokale Programm zur Alterungsbeherrschung (PLMV) integriert. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

2.3 SCHLUSSFOLGERUNG

Die Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen ist Gegenstand eines Vorgehens, das auf mehreren Nachweismethoden basiert, die von der Analyse der Unterlagen über Probenahmen für Prüfungen und Gutachten bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses schrittweisen und umfassenden Vorgehens führt zu einer erheblichen Anzahl von Arbeiten und ermöglicht es, zusammen mit den im Lokalen Programm zur Alterungsbeherrschung (PLMV) berücksichtigten Maßnahmen die Verlängerung der qualifizierten Lebensdauer bis zur 5. periodischen Überprüfung zu gewährleisten.

²² Anmerkung: Die Ergebnisse der Gutachten zu den betreffenden Komponenten könnten dazu führen, dass die Gültigkeitsdauer der Qualifikationsunterlagen über das Jahr 2024 hinaus verlängert wird.

SCHLUSSFOLGERUNG

Gemäß Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs führt EDF alle zehn Jahre regelmäßige Überprüfungen seiner Reaktoren durch, um „den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu beurteilen und die Bewertung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L.593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, unter besonderer Berücksichtigung des Zustands der Anlage, der während des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, des Wissensstands sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften“.

Die Überprüfung betrifft zum einen die Einhaltung der geltenden Vorschriften und zum anderen die Neubewertung der Risiken sowie die Beurteilung der Nachteile, die die INB für die geschützten Interessen mit sich bringt: Sicherheit, Gesundheit und öffentliche Gesundheit oder den Schutz der Natur und der Umwelt (Artikel L.593.1 des Umweltgesetzbuchs).

Die Gesamtheit der neuen Maßnahmen, die EDF ergriffen hat, um die angestrebten Ziele zu erreichen und den Forderungen der ASN nachzukommen, ist Teil eines groß angelegten Industrieprogramms, das die Auswirkungen auf die Menschen und die bestehenden Organisationen an den Kernkraftwerksstandorten berücksichtigt.

Die Schlussfolgerungen von EDF zu den drei Bereichen „Risiken“, „Nachteile“ und „Weiterbetrieb nach 40 Jahren“ sind im Folgenden zusammengefasst. Sie wurden 2020 im Rahmen der Ständigen Gruppe für Reaktoren geprüft, womit die generische Phase der 4. periodischen Überprüfung abgeschlossen wurde. Nach Abschluss dieser generischen Phase und nach Anhörung der Öffentlichkeit hat die ASN zu den von EDF als Antwort auf die Ziele der Überprüfung vorgesehenen Maßnahmen Stellung genommen; sie hat (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706) generische Vorgaben erlassen, die die von EDF geplanten wesentlichen Verbesserungen regeln und zusätzliche Maßnahmen einführen, die von der ASN als notwendig erachtet werden. EDF wird jährlich die im Vorjahr umgesetzten Maßnahmen sowie die noch ausstehenden Maßnahmen und deren Zeitplan vorlegen.

❖ Risikobereich

Im Rahmen des 4. RP 900 konnte gemäß den ursprünglichen Zielen die Konformität des Blocks 3 des Kernkraftwerks Tricastin mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Auslegungsvorgaben überprüft und anschließend in diesen Vorgaben neue Anforderungen berücksichtigt werden, die deutlich über die bisherigen Anforderungen hinausgingen. Im Hinblick auf diese neuen Anforderungen hat sich EDF vergewissert, dass die bei der Auslegung vorgesehenen Sicherheitsmargen es der Anlage ermöglichen, diese zu erfüllen, und hat, sobald erforderlich, Maßnahmen ergriffen, damit die Anlage und die Organisationen diese Anforderungen erfüllen konnten.

Die in diesem Rahmen umgesetzten Prozesse gewährleisten, dass die Anlagen den geltenden Anforderungen entsprechen, wenn Abweichungen nach der Abschaltung für die zehnjährige Inspektion auftreten, die einen wichtigen Schritt der in Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen regelmäßigen Überprüfung darstellt.

In Bezug auf die Konformität:

- Der Prozess zur Bearbeitung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit ermöglichte es, vor der Abweichung infolge der zehnjährigen Inspektion alle diese Abweichungen zu analysieren und zu bearbeiten, mit Ausnahme von neun Konformitätsabweichungen, für die Ausgleichsmaßnahmen getroffen wurden, um deren Schädlichkeit bis zu ihrer Beseitigung zu beseitigen;
- Die ECOT-Kontrollen, die Ergänzungen zur ECOT und die Systemüberprüfungen ermöglichten es, den Konformitätsstatus der Anlagen zu überprüfen und bei Bedarf Korrekturmaßnahmen umzusetzen;
- Die durchgeführten ergänzenden Untersuchungen werden dazu beitragen, die Angemessenheit des Instandhaltungsreferenzsystems zu bestätigen;
- Die Ereignisse, die Gegenstand einer Meldung eines ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala oder eines ESE in Bezug auf die Flüssigkeitseindämmung waren, sind zum Zeitpunkt der Veröffentlichung des

RCR

Unter Berücksichtigung der im Rahmen des 4 · RP 900 getroffenen Maßnahmen erfüllt EDF die Ziele der Sicherheitsneubewertung für die Reaktoren der CPY-Generation:

- Bei Unfällen ohne Kernschmelze ermöglichen die getroffenen Maßnahmen die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien und die Ausrichtung auf radiologische Folgen, die keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern. Darüber hinaus ermöglichen diese Maßnahmen die Bewältigung der Sicherheitsherausforderungen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen und der Bedienerfristen des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens für den EPR-Reaktor von Flamanville 3 ergeben. Die probabilistischen Sicherheitsstudien der Stufe 1 zeigen eine allgemeine Verbesserung des Ergebnisses gegenüber der vorherigen Überprüfung (Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 %);
- Was die Störfälle betrifft, so gewährleisten die getroffenen Maßnahmen die Robustheit der Anlagen sowohl bei den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Störfallniveaus als auch gemäß den internationalen Empfehlungen, indem die Anlagen auf den Stand der fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren gebracht werden. Darüber hinaus k o n n t e n die zugehörigen probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 1 die Robustheit der Anlagen bestätigen, indem sie das Risiko einer Kernschmelze auf etwa 10^{-5} pro Jahr und Reaktor schätzten;
- Für das Brennelementlagerbecken machen die getroffenen Vorkehrungen das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und einem Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich. Die Einrichtung einer mobilen Kühlvorrichtung ermöglicht es, die Kältequelle zu diversifizieren und die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementlagers im Falle eines Siedevorgangs zu verbessern, wodurch das Design der Reaktoren der CPY-Generation dem der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 angenähert wird;
- Bei Unfällen mit Kernschmelze sorgen die getroffenen Vorkehrungen, insbesondere die „Noyau Dur“-Maßnahmen, dafür, dass das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich ist und dass dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt vermieden werden. Der „Noyau Dur“ stützt sich auf Strukturen, Systeme und Komponenten sowie auf organisatorische Vorkehrungen, die von EDF im Rahmen der nach dem Unfall von Fukushima dauerhaft in den Kraftwerken eingesetzten Maßnahmen getroffen wurden.

Was die konventionellen Risiken betrifft, so zeigen die am Kernkraftwerk Tricastin durchgeführten Studien, dass diese Risiken im Hinblick auf die geschützten Interessen unter Kontrolle sind.

❖ Abschnitt „Nachteile“

Das Kernkraftwerk Tricastin ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über die Nachteile zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Nachteile, die es für die geschützten Interessen mit sich bringt, zu bewältigen.

Die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die das Kernkraftwerk Tricastin für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Einschränkungen des Kernkraftwerks seine Gesamtumweltleistung es ermöglicht, die Gesamtheit der umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den besten verfügbaren Techniken (BVT) anzusehen.

Darüber hinaus zeigt die Analyse der Daten zur chemischen, ökologischen und radiologischen Umweltüberwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks keine wahrnehmbaren Auswirkungen des Kernkraftwerks Tricastin auf die Umwelt.

Die Analyse der Daten zur chemischen Überwachung des Grundwassers am Standort des Kernkraftwerks zeigt eine Überschreitung des Untersuchungsgrenzwerts (Kohlenwasserstoffe), für die derzeit Maßnahmen zur Bewältigung ergriffen werden. Die Analyse der Daten der radiologischen Überwachung des Grundwassers am Standort des Kernkraftwerks zeigt eine Überschreitung des Aktionsgrenzwerts im Zusammenhang mit einer Tritiummarkierung in den Jahren 2019 und 2021, für die derzeit eine verstärkte Überwachung stattfindet. Bei den Grundwasserproben, die außerhalb des geotechnischen Schutzbereichs des Kernkraftwerks Tricastin entnommen wurden, wurde keine Überschreitung chemischer oder radiologischer Grenzwerte im Zusammenhang mit dem Betrieb des Kernkraftwerks festgestellt. Die Analyse des Bodenzustands hat einen Bereich identifiziert, für den derzeit Maßnahmen ergriffen werden (Kohlenwasserstoffe).

Die Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für regulierte Stoffe zeigt, dass die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R.211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Einleitungsgrenzwerte mit den betrieblichen Anforderungen der Reaktoren vereinbar sind.

Was die Entsorgung von Abfallgebinden betrifft, ist das Kernkraftwerk Tricastin so organisiert, dass die Umverpackung der Abfallgebinde kontrolliert erfolgt.

Die Analyse der durchgeführten Schallmessungen zeigt, dass die Schallpegel des Kernkraftwerks die Einhaltung der in Artikel 4.3.5 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 festgelegten Ziele ermöglichen.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin den Schluss zu, dass die vom Betreiber getroffenen organisatorischen und materiellen Vorkehrungen den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen vor Beeinträchtigungen gewährleisten.

❖ Teil „Weiterbetrieb“

Das im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung durchgeführte Programm zur Bewältigung von Alterung und Veralterung basiert auf den seit langem durchgeführten Maßnahmen in den Bereichen Forschung und Entwicklung sowie der Überwachung der Anlagen im Betrieb. Während der Abschaltung VD4 wurden eingehende Untersuchungen der Ausrüstung und der Strukturen durchgeführt, um deren Eignung für den weiteren Betrieb zu überprüfen.

Die Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen ist Gegenstand eines Vorgehens, das auf mehreren Nachweismethoden basiert, die von der Aktenanalyse über Probenahmen für Tests und Gutachten bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses schrittweisen und umfassenden Vorgehens führt zu einer erheblichen Anzahl von Arbeiten und ermöglicht es, zusammen mit den im lokalen Programm zur Alterungsbeherrschung (PLMV) berücksichtigten Maßnahmen die Verlängerung der qualifizierten Betriebsdauer bis zur 5. periodischen Überprüfung zu gewährleisten. Auf der Grundlage dieser Programme kommt die Überprüfung zu dem Schluss, dass Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin nach 40 Jahren betriebsfähig ist.

Der vorliegende Bericht zeigt, dass die Gesamtheit der Maßnahmen, die im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der CPY-Stufe umgesetzt wurden – die mit der 4. zehnjährigen Inspektion begann und mit der Umsetzung der Phase B und der Phase „Ergänzungen“ fortgesetzt wird, es dem Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin ermöglichen, einen angemessenen Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen zu gewährleisten.

Mit der Übermittlung des vorliegenden Berichts an die für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die Behörde für nukleare Sicherheit wird der Verpflichtung zur regelmäßigen Überprüfung dieses Reaktors gemäß Artikel L.593-62 des Umweltgesetzbuchs nachgekommen.

ANHANG

Dieser Anhang listet die in diesem Dokument genannten materiellen Änderungen sowie das oder die Themen auf, auf die sich die Änderungen beziehen.

Bereits am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzte Änderungen		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE1008	Änderung und Umbau der SGZ-Anlagen	Angriffe (Explosion)
PNPE1032	Austausch der Schaltschränke RPE/RR1 – Schutz vor interner Überflutung	Beschädigungen (interne Überschwemmung)
PNPE1044	Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1068	Einrichtung einer elektrischen Verteilung „Noyau Dur“	Unfall ohne Kernschmelze Unfall mit Kernschmelze „Hard Core“- Bestimmungen
PNPE1069	DVN: Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate	Angriffe (große Hitzewellen)
PNPE1070	Verbesserung der Raumaufbereitung bei DVL MT-BT	Belastungen (hohe Temperaturen) Maßnahmen für den harten Kern
PNPE1073	Einführung einer Hard-Core-Leittechnik für die bestehenden Anlagen	Unfall ohne Kernschmelze Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen für den Kern
PNPE1108 Band A	Abfallbehälter und Dichtheit der Durchführungen	Einwirkungen (interne Überflutung)
PNPE1117	Schutz vor Überläufen und Bypässen an der Pumpstation	Vorschriften für den Kernbereich
PNPE1118	Erdbebensicherung der Belüftung der Batterieräume (DVE)	Einwirkungen (Explosion) Maßnahmen Kernbereich
PNPE1121	Bearbeitung der Bypässe des volumetrischen Schutzes in Tricastin	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNPE1122	Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Schaltschränke der Notstromaggregate	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPE1131	Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuer- und Leistungskabelkanäle	Systemüberprüfungen
PNPE1132	Austausch der Sicherheitsbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPE1138	Schutz des Sicherheitsblocks (BDS) vor externem Wassereintritt	Beeinträchtigungen (externe Überflutung)
PNPE1141	Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a	Unfall ohne Kernschmelze
PNPE1144	Erhöhung des volumetrischen Schutzes	Belastungen (innere Überflutung)
PNPE1152	Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator LLS durch den Diesel-Notstromgenerator	Unfall ohne Kernschmelze
PNPE1165	Einbau von PGGV-Schutzgittern am Standort Tricastin	Angriffe (PGVE)
PNPE1166	Einbau einer elektrischen Anlage, die den Austausch des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel des benachbarten Blocks ermöglicht	Unfall ohne Kernschmelze
PNPE1167 Band A	Überlastung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – Keine Lastabwurf der REA-Wasserpumpen und Druckhalterheizungen	Systemüberprüfungen
PNPE1167 Band B	Auslastung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – Sperrung ASG-RRA	Systemüberprüfungen
PNPE1182	Konfektionierung von Kabeln für das LED-System	Einwirkungen (Brand)
PNPE1191	Verstärkung der Kabelachsen	Ereignis (Erdbeben)

Bereits im Reaktorblock Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzte Änderungen		
Nummer	Titel	Thema
PNPE1215	Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808 sowie Siemens V23003 außerhalb des RPR	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1216	Verbesserung der Zuverlässigkeit der SEBIM-Ventilsteuerung im Brandfall	Einwirkungen (Brand)
PNPE1225	Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1243	Austausch der elektrischen Stellantriebe der Regelventile der DEG-Kühlbatterien in den Elektroräumen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1258 Band J	ASG-Überdrehzahlschutzschränke	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1264	Austausch eines Kabels des ETY-Systems	Unfall mit Verschmelzung
PNPE1276	Verstärkung des Kiesdamms von Tricastin am SND	Maßnahmen für den harten Kern
PNPP1012 Band A	Risiken im Zusammenhang mit Gaslagern außerhalb von Gebäuden	Einwirkungen (Explosion)
PNPP1092	Brandschutz für RCV-Pumpenräume	Einwirkungen (Brand)
PNPP1196	Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage	Einwirkungen (Brand)
PNPE1277 Bände A, B, C	Brandschutz für elektrische Kabel	Einwirkungen (Brand)
PNPE1279	Schutz vor innerem Hochwasser in den Räumlichkeiten des Flurs B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf	Schäden (innere Überschwemmung) Unfall mit Schmelze
PNPP1289	Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementlagers	Bestimmungen Harter Kern Brennstoffbecken
PNPP1371	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der thermischen Barrieren GMPP	Unfall ohne Kernschmelze
PNPP1401	Einbau einer zweiten statischen Dichtung am Damm des Reaktorgebäudes	Brennstoffbecken
PNPP1402	Automatisches Schließen des PTR-Ansaugventils im Brennelementlagerbecken bei sehr niedrigem Füllstand	Brennstoffbecken Maßnahmen für den Kern
PNPP1403	Motorisierung des Ventils des PTR-Übertragungsrohrs	Brennstofftank
PNPP1419	Einrichtung eines AAR bei Erdbeben	Unfall ohne Kernschmelze Maßnahmen für den harten Kern
PNPP1442 Band A	Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Maßnahmen REN/APG	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1474	Druckmessung an RIS-Akkumulatoren – breiter Bereich	Brennstoffbecken
PNPP1483	Veraltete KRT-Ketten	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1485	Austausch der KRT-Ketten VVP / Stickstoff 16	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1541	Einrichtung eines Systems zur Sammlung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze	Unfall mit Kernschmelze – Maßnahmen für den harten Kern
PNPP1546	Sicherung der Wasserüberwachung im Hinblick auf das DAO	Unfall ohne Verschmelzung
PNPP1549	Sichere Positionierung einer Brennelementkassette	Maßnahmen für den Kern, den Harten Kern und das Brennelementbecken
PNPP1595	Austausch der Ventilköpfe SEBIM	Unfall ohne Kernschmelze Unfall mit Kernschmelze Vorschriften für den Kern
PNPP1631	Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des Reaktorgebäudes	Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen für den harten Kern
PNPP1666	Notstromdiesel	Brennstoffbecken Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen für den Harten Kern

Bereits am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzte Änderungen		
Nummer	Titel	Thema
PNPP1675	Schutzmaßnahmen gegen externe Überschwemmung durch direktes Überlaufen auf die Plattform	Einwirkungen (äußere Überschwemmung) Bestimmungen zum Kernbereich
PNPP1679	Verstärkung der Ketten der Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelement-Lagerbeckens	Brennstoffbecken
PNPP1688 Band A	Einführung einer Hardcore-Steuerung für die neuen Anlagen	„Noyau Dur“-Bestimmungen
PNPP1709	Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile	Angriffe (Explosion)
PNPP1714	Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns	Unfall ohne Kernschmelze Beschädigungen (Explosion) Brennstoffbecken Maßnahmen für den harten Kern
PNPP1780	Automatisierung der Ablassventile des Brennstoffbeckens im Reaktorgebäude	Bestimmungen für den Kernblock Brennstoffbecken
PNPP1791	Sanierung der Druckabfallsensoren der Kettenfilter Tricastin-Sekundärkreislauf und Installation einer Füllstandsmessung hinter der Filteranlage	Korrosion (Kaltwasserquelle)
PNPP1811	Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung	Unfall ohne Kernschmelze Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen für den harten Kern
PNPP1838	Modernisierung des RPN CPY auf VD4	Unfall ohne Kernschmelze Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1864	Nachspeisung des ASG-Behälters über den JP*-Löschwasserkreislauf	Unfall ohne Kernschmelze
PNPP1870	Verstärkung der Beständigkeit der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters bei einem Erdbeben der Stufe SMHV	Unfall mit Kernschmelze
PNPP1871	Weiterentwicklung der Funktionen RPR und Tester; Weiterentwicklung des RPR-Testers; Austausch der SdC-Schalter	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1873	Entwicklung des SIP-Schutzsystems	Unfall ohne Fusion Beibehaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1898	Ersteigerung der Erdbebensicherheit der Polbrücke Kern Hart	Bestimmungen für den Kern
PNPP1907 Außerhalb von Band N	PTR bis	Bestimmungen für den Kernbereich – Brennelementbecken
PNPP1926 Teil A	Abschaltung der KRT-Kette bei Erkennung von KHY im Lüftungskanal	Ereignisse (Explosion)
PNPP1926 Teil B	Einbau eines Wasserstoffdetektors in den Batterieräumen	Angriffe (Explosion)
PNPP1943	Isolierung des CRF bei Erdbeben, die die Referenzwerte überschreiten	Ereignisse (externe Überschwemmung) Maßnahmen für den Kernbereich
PNPP1946	Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Tankschachts	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPP1947	Renovierung der Strahlenschutzmessketten KRT	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPP1950	Einbau von Doppelböden in den Schaltanlagenräumen	Systemüberprüfungen
PNPP1951	Einbau von Überspannungsschutzgeräten	Störgrößen (externe EMV)
PNPP1955	Verbesserung der Kühlung von Dieselmotoren	Systemüberprüfungen
PNPP1976	Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser	Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen für den harten Kern

Bereits im Reaktorblock 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzte Änderungen		
Nummer	Titel	Thema
PNRL1035	Austausch der Magnetventile K1 MB & MT und der Endschalter	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1817	Tmoy-Filter – SIP C	Unfall ohne Kernschmelze
PNRL1823	Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ	Beschädigungen (große Heißläufer) Systemüberprüfungen
PNRL1829	Erhöhung des erforderlichen REA-Bor-Volumens – Erhöhung des freien TEP-Volumens	Unfall ohne Kernschmelze
PNRL1831	Austausch der Sirenen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1835	Aktualisierung der Einstellungen für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher	Korrosion (Heizkreislauf)
PNRL1844	EASu – Mobile Kältemaschine – Spezifische GC-Einrichtungen	Unfall mit Kernschmelze – Maßnahmen für den harten Kern
PNRL1845	Austausch von Niederspannungsmotoren	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1849	Aufrechterhaltung der Qualifikation der DVL- und DVC-Register	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNRL1869	Zusatzarbeiten zu PNPP1943	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNRL1879	Schütze mit DVLa-Einkupplung	Unfall ohne Schmelze
PNRL1894	Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig	Störfall ohne Kernschmelze
PNRL1895	Anpassung der Steuerung des Ventils der Übertragungsleitung für das Schließen bei Durchfluss	Systemübersichten Brennstoffspeicher
PNRL1924	Erdung von Lüftungskanälen	Interne Explosion
PNRL1933	Erdbebensicherung der Sodamisanlage	Systemüberprüfungen
PNRL1946	Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ „Microtherm®“ im Reaktorgebäude, installiert am Hauptprimärkreislauf im Bereich des Behälterbrunnens und dessen Durchführungen	Systemüberprüfungen
PNRL1955	Erhöhung der DVN-Grenzwerte (allgemeine Belüftung des Nebenanlagengebäudes)	Belastungen (extreme Kälte)
PNXX1721	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Ventilsteuerung des Druckhalters	Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen Harter Kern
PNXX1746	Erkennung eines Behälterdurchbruchs und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei erhöhter Temperatur	Unfall mit Kernschmelze
PNXX1752	Analoge Füllstandsmessung im Brennelagertank	Brennstoffbecken

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks TRICASTIN umgesetzt werden		
Nummer	Titel	Thema
PNPE1108 Band B	AGR14 – Interne Überflutung: Abwasserrückhaltevorrichtungen und Dichtheit von Durchführungen	Belastungen (innere Überflutung)
PNPE1115	Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Informationen zu einem bedeutenden Erdbeben, die dem „Hard Core“-Erdbeben standhalten	Hard-Core-Bestimmungen
PNPE1119	Passiver Schutz des Reaktorblocks vor Tornados	Vorschriften für den Kernbereich
PNPE1128	„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Reaktorgebäude-Brennstoffbecken	Brennstoffbecken – Maßnahmen für den Kernbereich
PNPE1171	Renovierung der KRT-Anlage mit hohem Gamma-Fluss BR	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1189	Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen) zur Vermeidung des Risikos einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckage	Unfall ohne Kernschmelze
PNPE1238	Erhöhung der Erdbebensicherheit der Heizölbehälter	Belastungen (Erdbeben)
PNPE1258	Installation der ASG-ND-Anlage und der festen Nachspeiseleitung für das Brennelagerbecken durch SEG	Störfälle (Explosion und Brand) Brennstoffbecken Maßnahmen für den harten Kern
PNPE1277 Band D	Schutz der Schließsteuerung des Einlassventils des TP ASG durch die Installation einer Steuerung im Kontrollraum	(Brand)
PNPE1285	Erdbebensicherheit des Kerns der Kabelkanäle	Vorschriften für den „harten Kern“
PNPE1298	Robustheit des „Noyau Dur“ anhand von Daten zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung	Bestimmungen zum „Noyau Dur“
PNPE1302	PEPSSI – Brandschutz-Referenzsystem: Umwickeln	Einwirkungen (Brand)
PNPE1305	Einrichtung einer erdbebensicheren H1-Situationserkennung (Noyau Dur)	Bestimmungen „Noyau Dur“
PNPE1330 Band B	Aufrechterhaltung der H ₂ -Extraktion bei Ausfall von LBI-Quellen	Angriffe (Explosion)
PNPE1332	Erdbebensicherheit des Kerns der Rohrleitungen	Bestimmungen zum „harten Kern“
PNPE1336	RRB-Verfolgung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Plane	Bestimmungen zum „Noyau Dur“
PNPE1338	Verhinderung des Lufteintritts in TEG	Angriffe (Explosion)
PNPE1346	Sicherung der H ₂ -Leitung zum RCV-Behälter	Störfälle (Explosion)
PNPE1347	Austausch bestimmter elektrischer Stellantriebe und Schaltschränke der Systeme EAS und PTR	Unfall mit Schmelze
PNPE1357	Erdbebensicherheit der elektrischen und Leittechnik-Anlagen des „Noyau Dur“	Vorschriften für den Kernbereich
PNPE1358	Erdbebensicherheit des Kernbereichs von Lüftungssystemen und Tornadosicherheit von Lüftungskanälen	Bestimmungen für den Kernbereich
PNPE1359	Erhöhung des Drucks in den RIS-Akkumulatoren	Unfall ohne Kernschmelze
PNPE1362	Installation von festen Einspeise- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude und mobiler als Ersatz für das EAS-ND; Rückführung der Abwässer vom BK zum BR	Unfall mit Kernschmelze

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks TRICASTIN umgesetzt werden		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE1387	Einrichtung einer Überwachung der Coriumausbreitung im RIC-Raum (Kerninstrumentierung) und elektrische Notstromversorgung durch den DUS (Diesel-Notstromaggregat) bei Erkennung eines Behälterdurchbruchs	Unfall mit Kernschmelze – Maßnahmen für den harten Kern
PNPE1389	Notluftversorgung der Ventile der Rücklaufleitung an der Dichtung Nr. 1 GMPP	Behandlung der Abweichungen
PNPE1393	Schließen des Absperrventils H_2 des SGZ-Systems bei Brandmeldung durch das JDT-System	Störfälle (Brand)
PNPE1405 Band A	Änderung des Brandschutzes in der Pumpstation aufgrund der PEPSSI-Studien	Einwirkungen (Brand)
PNPE1412	Einbau von 220-V-Steckdosen im Notversorgungsbereich, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden	Vorschriften für den Kernbereich
PNPP1232	Einbau von Sprinkleranlagen in den TEG-Räumlichkeiten	Angriffe (Brand)
PNPP1620	Ersatz der erdbebensicheren SND-Abseilvorrichtungen	Maßnahmen für den Kernbereich
PNPP1688 Band B	Einführung einer Hard-Core-Leittechnik für neue Anlagen	Bestimmungen zum Kernbereich
PNPP1722	Begleitheizung und Wärmedämmung der ASG-Versorgung durch SER	Witterungseinflüsse (extreme Kälte)
PNPP1824	Einbau einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelagerbecken	Brennstoffbecken – Maßnahmen für den Kern
PNPP1913	Verstärkung der BK-Brücken	Anordnungen im Kernbereich
PNPP1925	Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen Polaritätseinheit und digitalen Eingängen des KIT (zentrale der Informationen)	Bestimmungen zum Kernbereich
PNPP1926 Abschnitt C	WENRA-Erweiterung für die Wasserstoffdetektion	Ereignisse (Explosion)
PNPP1932	Einbau einer Entnahmestelle an der doppelten Hülle der Sicherheitsinjektionssysteme RIS und des Sprühsystems EAS für endoskopische Probenahme	Unfall ohne Kernschmelze
PNPP1945 Band A	Errichtung einer von DVN belüfteten Kammer zur Abschirmung der jodgefährdeten RPE-Ventile	Nachteile
PNPP1949	Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physischen Trennung der beiden PTR-Leitungen	Brennstoffbecken
PNRL1803	Einbau eines „Noyau Dur“-Wassernachfüllsystems am Becken des Reaktorgebäudes und dessen Dampfauslass	Maßnahmen für den „harten Kern“
PNRL1896	Austausch der Dichtungen einer Klappe des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ)	Unfall mit Kernschmelze
PNRL1925	Behandlung von Brandrisiken durch Management neuer Brandlasten	Strafbare Handlungen (Brandstiftung)
PNRL1957	Änderung der Sperrgrenze der Gruppe R	Unfall ohne Verschmelzung
TCDI0020	SND-Robustheit der Instrumentierung	Bestimmungen zum harten Kern
PNPE1444	Passive Schutzmaßnahmen „Behandlung von Durchführungen und Dichtungen“	Einwirkungen (Brand)
PNPE1442	Selbstüberwachungszellen zur Steuerung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige Einspeisung ISHP)	Unfall ohne Kernschmelze
PNPE1445	Schutz der RRI-Leitungen vor dem Öffnen einer Tür im Falle einer internen Explosion (und Einbau eines Anti-Peitschen-Rahmens im Inneren des Reaktorgebäudes für die ungeraden Blöcke)	Einwirkungen (Explosion)

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks TRICASTIN umgesetzt werden		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE1449	Untersuchung eines Moduls zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser: mobile Wasseraufbereitungsmodule	Unfall mit Kernschmelze
PNRL1984	Befestigungsvorrichtung zum Verankern eines flexiblen Stopfens zum Abdichten des Brennstofflagers im Falle eines Hochwassers über den Hard Core hinaus	Brennstoffbecken
PNPE1420	Brandrisikobehandlung – Änderungen an Brandschutztüren	Einwirkungen (Brand)

Änderungen, die im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4-RP 900 am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks TRICASTIN umgesetzt werden

Nummer	Titel	Thema
PNPE1386	Einbau einer Sumpfpegel-Messvorrichtung im Reaktorgebäude	Unfall mit Kernschmelze – Maßnahmen für den harten Kern
PNPE1427	Einbau einer Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primär-Motorpumpenaggregate „Noyau Dur“ (PIJ-ND)	Bestimmungen für den „harten Kern“
PNPE1459	Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektroraums, darunter der Notfallbereich, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle	Bestimmungen für den „harten Kern“
PNPE1460	Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentenraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecke am Boden der Sicherheitshülle des Reaktorgebäudes	Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen für den harten Kern
TCDI0083	Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter Einschlussvorrichtungen in den wichtigsten Schalträumen des Sicherheitsstrangs B	Unfall mit Kernschmelze
TCDI19070	Einrichtung einer Notlösung für den Ausfall der LUU-Schalttafel zur Betätigung der EAS-ND-Ventile (Steckdosenschrank)	Unfall mit Kernschmelze

Änderungen, die im Rahmen einer spezifischen Planung am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt werden			
Nummer	Titel	Thema	Umsetzungsfrist
PNPE1148	Aufrechterhaltung der Qualifikation von LLS-Verteilerkästen und -schränken	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen	Spätestens Ende 2025 ²³
PNPE1323	Verstärkung des Schornsteins des BAN im SMS, Starkwind und Tornado EF2	Angriffe (PGVE)	Spätestens Ende 2025
PNPE1330 Band A	Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP) in der Batterie	Ereignisse (Explosion)	Spätestens Ende 2023
PNPE1333	Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung	Bezugsdokument für behördliche Vorschriften Bestimmungen zum Kern	Spätestens in Phase B
PNPE1337	Einrichtung von Alarmvorrichtungen an Brandschutztüren mit kritischer Bedeutung, um deren geschlossen	(Explosion und Brand)	Spätestens Ende 2026
PNPE1342	Ersatz der an den Primärrohrleitungen und Primärböden der Dampferzeuger installierten Faserisolierungen durch Metallisolierungen, da diese im Falle eines Bruchs am Fuß des Dampferzeugers Fasern freisetzen könnten	Dampferzeuger	Systemüberprüfungen Spätestens Ende 2027
PNPE1344	Verdopplung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des PTR-Kreislaufs (Brennstoffbecken des Gebäudes)	Brennstoffbecken	Spätestens im März 2028
PNPE1377	Verbesserung der Beständigkeit der Druckentlastungs- des Behälters bei einem Erdbeben der Stufe SMS	Unfall mit Kernschmelze	Spätestens im März 2028
PNPE1410	Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes	Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen für den harten Kern	Spätestens im März 2028
PNPE1443	Verstärkung eines Trichters im BK	Brennstoffbecken	Spätestens im November 2026
PNPE1471	Austausch von Ventilen oder Dichtungen an EAS-Totenarmen ND	Unfall mit Schmelze	Spätestens Ende 2026
PNPP1541G PNPP1683	Auffangen von Leckagen am Absperrventil des EAS-Sammelschachts Datenübertragung an das lokale Krisenzentrum	Unfall mit Kernschmelze – Maßnahmen für den harten Kern Krisenmanagement	Spätestens in Phase B Geplant für 2023

²³ Anmerkung: Die Ergebnisse der Gutachten zu den betreffenden Komponenten könnten dazu führen, dass die Gültigkeitsdauer des Qualifizierungsdossiers über das Jahr 2024 hinaus verlängert wird.

Änderungen, die im Rahmen einer spezifischen Planung am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt werden			
Nummer	Bezeichnung	Thema	Umsetzungsfrist
PNPP1723	Einrichtung einer Winterrückführung für nicht robuste Standorte bei Glatteisbildung	Belastungen (Kaltquelle)	Spätestens Ende 2024
PNPP1765	Bau eines lokalen Krisenzentrums	Krisenmanagement	Geplant für 2023
PNPP1797	Installation eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV)	Unfall ohne Kernschmelze	Änderung umgesetzt, aber weitere Untersuchungen laufen (Abweichung des vom RCV-Borometer übermittelten Borkonzentrationswert)
PNPP1842	Einbau und Montage der triaxialen Verlängerungen CNS und CNI des Systems RPN	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen	Spätestens Ende 2024
PNPP1907 Band N	Rückführung PTR bis und Nachfüllung des Harten Kerns über den oberen Teil des Brennelement-Lagerbeckens	Maßnahmen für den Kernblock und das Brennelementbecken	Spätestens Ende 2025
PNRL1947	Ersatz der Faserisolierungen vom Typ „Protect 1000S“ für Hilfsleitungen mit einem Durchmesser von 50 Millimetern oder mehr, bei denen die Freisetzung von Fasern möglich ist im Falle eines Bruchs im Hauptkreislauf	Systemüberprüfungen	Spätestens Ende 2025
PNRL1954	Anbringung von Sicherheitsbändern an den Isolierungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters	Systemüberprüfungen	Spätestens Ende 2025
PNRL1978	Wiederherstellung der Konformität K3 der Druckschalter RRI 005 bis 008 SP	Konformitätsabweichung	Spätestens Ende 2024
PNRL1990 Band A	Erhöhte Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP* ohne BR	Einwirkungen (Brand)	Spätestens Ende 2023
TCDI0021	Volumetrischer Schutz – Bypass der Blasenräume	Einwirkungen (externe Überschwemmung)	Spätestens Ende 2023

GLOSSAR

Abkürzungen	Bezeichnung
Wichtigste elementare Systeme	
ANG	Normale Versorgung der GV
APG	Entlüftungssystem der Dampferzeuger
ARE	Regelung des Speisewasserdurchflusses
ASG	Notstromversorgungssystem für Dampferzeuger
ASG-ND	Sekundärkühlung des Kerns
CFI	Filtration des Kreislaufwassers
CRF	Umwälzwasser
CSI	Isolierung des Kreislaufwasserkreislaufs
CTE	Aufbereitung des Kreislaufwassers
DCA	Explosionsschutzsystem für Lüftungsanlagen
DCC	Klimatisierung des Kontrollraums und der Nebenräume
DEB	Kalt- und Warmwasserversorgungssystem für Verwaltungsgebäude und Nebengebäude
DEG	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für den Reaktorblock
DEL	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für das Elektrikgebäude
DMK	Fördersystem im BK
DMR	Fördersystem im BR
DSL	Sicherheitsbeleuchtung
DTV	Übertragung – Telefon – Personensuche
DUS	Diesel-Notstromaggregat
DUV	Lüftungssystem für die Räumlichkeiten des DUS
DVC	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Kontrollraum und Sonstiges
DVD	Lüftungs- und Klimaanlage der Räume – Dieselräume
DVE	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Verkabelungsdeck
DVF	Rauchkontrollsystem für elektrische Räume
DVG	Lüftungssystem für die Steuerungen der ASG-Aggregate und -Pumpen
DVH	Notbelüftungssystem für Räume – Pumpenräume
DVI	Raumlüftung RRI
DVK	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Brennstoffgebäude
DVL	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Elektrisches Gebäude
DVN	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
DVP	Lüftungs- und Heizungssystem der Pumpstation
DVS	Belüftungssystem für die Maschinenräume der EAS- und RIS-ISBP-Pumpen – Gebäude für die Notstromversorgung
DVT	Wasseraufbereitungssystem
DVW	Belüftung der Nebenräume
EAS	Wassersprühsystem im Sicherheitsbehälter
EAS-ND	System zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter

Abkürzungen	Bezeichnung
EAU	Messtechnik im Reaktor (Überwachung und seismische Messungen)
EBA	Lüftungssystem mit offenem Kreislauf für den Reaktorblock im Stillstand, im Reaktorgebäude
ECF	Dichtheitsprüfung der Durchführungen und Schleusen des Sicherheitsbehälters
EPP	Abdichtung der Durchführungen des Gehäuses – Dichtheitsprüfung
ETS	Versorgung mit entmineralisiertem Wasser
ETY	Druckentlastungssystem des Reaktorbehälters – Überwachung des Wasserstoffgehalts im Falle eines Unfalls
EVC	Belüftungssystem für den Behälterschacht
EVF	Interne Belüftungs- und Filtersystem des Reaktorgebäudes
DEG	Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser im Kernkraftwerksbereich
DEL	Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für die Elektroräume
GCTa	Bypass-System der Hauptturbine mit Ableitung in die Atmosphäre
GHE	Öldichtkreislauf der Lichtmaschine
GNU	Gaslager, Lagerung außerhalb der Blöcke
GRV	H ₂ -Befüll-, Entleerungs- und Nachfüllkreislauf des Generators
GSE (CP1) / GRE (CP2)	Turbinensicherungen (CP1) / Turbineneinstellung und -steuerung (CP2)
JDT	Brandmeldeanlage
JPC	Erdbebensichere Löschwasserbereitung
JPD	Feuerlöschwasserversorgung außerhalb des Kernkraftwerksgeländes
JPF	Externer Brandschutz (spezifisch für Gravelines)
JPI	Brandschutz des Kernkraftwerks
JPL	Brandschutz der elektrischen Räume
JPP	Löschwassererzeugung
KCO	Multifunktionale Elemente im Zusammenhang mit der Nutzung der zentralen Vermittlungsstelle
KER	Sammlung, Kontrolle und Ableitung flüssiger Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich
KHY	Wasserstoffdetektion im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen
KIS	Seismische Messtechnik
KPR	Notfalltafel
KPS	Sicherheitsplatte
KRG	Allgemeine Regelung
KRT	Strahlenschutzmaßnahmen
KSC	Instrumentierung im Kontrollraum
KUS	Leit- und Steuerungssystem LHU
LAA	Erzeugung von 230 V Gleichstrom zur Versorgung der unterbrechungsfreien 220 VAC-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
LGi	Verteilung 6,6 kV ohne Notstromversorgung
LHA/B	Verteilung 6,6 kV Wechselstrom, mit Notstromversorgung
LHC	6,6-kV-Verteilung mit Notstromversorgung
LDi	30-V-Gleichstromverteilung

Abkürzungen	Bezeichnung
LHP/Q	Erzeugung 6,6 kV Wechselstrom mit Notstromversorgung (Stromaggregate)
LHT	Diesel-Notstromaggregat
LHU	6,6-kV-Notstromversorgung (autonome Quelle – DUS)
LKi	380-V-Verteilung ohne Notstromversorgung
LLi	Verteilung 380 V mit Notstromversorgung
LNi	Erzeugung und Verteilung 220 V Wechselstrom
LUU	Erzeugung und Verteilung von 380-V-Notstrom
PMC	Brennstoffhandhabungssystem
PTR	Wasseraufbereitungs- und Kühlsystem für die Becken
RAZ	Stickstoffspeicher- und -verteilungssystem (für nukleare Zwecke)
RCP	Primärkreislauf
RCV	System zur chemischen und volumetrischen Kontrolle
REA	Wasser- und Bor-Nachspeisesystem
RRA	Kühlkreislauf des Reaktors im Stillstand
RRI	Zwischenkühlkreislauf
SEC	Not-Rohwasserkreislauf
SER	Verteilung von entmineralisiertem Wasser
SGZ	Gasspeicher
TEG	Abgasbehandlungssystem
TEP	Primäraufbereitungssystem
TER	System zur Steuerung der Abwasserbehandlung und -ableitung (TER-S: Sicherheitsbehälter des TER-Systems)
TEU	Abwasserbehandlungssystem
Hauptgebäude	
BAC	Gebäude für Hilfsanlagen zur Aufbereitung
BAN	Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
BAS	Gebäude der Sicherheitshilfskräfte
BK	Brennstoffgebäude
BL	Gebäude für elektrische Anlagen
BR	Reaktorgebäude
BTE	Abwasseraufbereitungsgebäude
BW	Gebäude für die Nebenräume des BR
Verschiedene Begriffe	
AAC	Warmabschaltung
AAR	Automatische Reaktorabschaltung
ACEM	Brennelemente, die gerade gehandhabt werden
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation
AIF	Blitzschlaganalyse
AIP	Für den Schutz von Interessen wichtige Tätigkeit
AMC	Massiver Zustrom von Ablagerungen
AN	Normale Abschaltung
ANDRA	Nationale Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle
AN/GV	Normale Abschaltung des Dampferzeugers

Abkürzungen	Bezeichnung
AN/RRA	Normale Abschaltung am RRA
AOC	Lagerbereiche für kontaminierte Werkzeuge
AOX	An Aktivkohle adsorbierbare organische Halogene (Adsorbable Organic Halogen) – Verbindungen, die bei der Reaktion von Chlor entstehen
AP	Fall Parc
API	Halt für Einsatz
API NSO	Halt für nicht ausreichend geöffnete Intervention
API SO	Halt für Eingriff ausreichend offen
APR	Halt zum Nachladen
APRP	Unfall mit Verlust von Primärkühlmittel
APRP 2A	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels bei doppelt ausgefahrener Guillotine
APRP BI	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – Zwischenbruch
ASN	Behörde für nukleare Sicherheit
ATEX	Explosionsfähige Atmosphäre
ATWS	Anticipated Transients Without Scram (vorhergesehene Transienten ohne automatische Reaktorabschaltung)
BLEVE	Explosion durch expandierenden Dampf aus siedender Flüssigkeit
BONNA (Rohrleitung)	Betonrohr mit Stahlkern
BPVA	Erweiterte Niederdruck-Dampfleitung
BT	Niederspannung
CAF	Anti-Peitschen-Rahmen
Cb	Borkonzentration
CBAT	Betonrohr mit Stahlkern
CC ND	Steuerung und Regelung des Hartkerns
CCL	Lokales Krisenzentrum
CDG	Fehlerhafte Positionierung, Absturz von Clustern oder einer Gruppe von Clustern
CDU	Einziges Ausfallkriterium
CEA	Kommissariat für Atomenergie und alternative Energien
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit
CENTRACO	Zentrum für die Aufbereitung und Konditionierung von Nuklearabfällen
CEPP	Dichtungssystem für Primärpumpen
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CGB	Hochwasser im großen Einzugsgebiet
CIRES	Industriezentrum für Zusammenführung, Lagerung und Bevorratung
CLA	Wellen
CNI	Mittelstufe
CNP	Kette für Fortgeschrittene
CNPE	Kernkraftwerk zur Stromerzeugung
CNS	Neutronenquelle-Kette
CPB	Hochwasser in einem kleinen Einzugsgebiet
CPP	Hauptprimärkreislauf
CPY	Reaktorgruppe mit 900 MWe ähnlicher Bauart (umfasst die Baureihen CP1 und CP2)
CRT	Gesamtresidualchlor

Abkürzungen	Bezeichnung
CSA	Lagerstätte Aube (für schwach- und mittlradioaktive Abfälle)
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreis
DA	Änderungsantrag
DAB	Selbstsperrende Vorrichtung
DAC	Verhaltensanalyse-Akten
DAO	Optimale Auskultationsvorrichtung
DAPE	Akte zur Eignung für den weiteren Betrieb
DC	Zusätzlicher Bereich oder Zusatzbestimmung
DCC-LH	Gemeinsame Fehlerursache der LH-Tabellen
DCH	Direkte Beheizung der Sicherheitshülle
DDOCE	Verschleiß oder Fehlfunktion von Bauwerken, Kreisläufen oder Ausrüstungen
DeD	Äquivalente Dosisleistung (in Sievert pro Zeiteinheit)
DIL	Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure
DMCP	Momentaner Druckabfall im Primärkreislauf
DMRI	Maßnahmen zur Brandrisikokontrolle
DOR	Leitfaden für die regelmäßige Überprüfung
DP	Sonderantrag
DPN	Direktion für Kernenergieproduktion
DRR	Regulatorisches Referenzdossier
DSD	Auslegungsbebenhälfte
DSdF	Signifikante Branddauer
DSR	Mangel unter der Verkleidung
DUS	Diesel-Notstromaggregat
EC	Abweichung von der Konformität
ECOT	Prüfung der Konformität der Tranchen
ECP	Verfahren zur Steuerung des Primärkreislaufs
ECPE	Elemente, die zur Umweltleistung beitragen
ECR	Äquivalent der Hüllreaktion
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen
ED	Zehnjahresprüfungen
EDA	Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen
EDF	Électricité de France
EDG	Auswerfen eines Clusters
Dominoeffekte	Ein gefährliches Ereignis, 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 verursachen, wodurch sich die Folgen des Unfalls erheblich verschärfen.
EH	Hydraulische Prüfung
EHP	Primäre hydraulische Prüfung

Abkürzungen	Bezeichnung
EHS	Sekundäre Hydraulikprüfung
EII	Innere Ausrüstung (des Behälters)
EIP	Wichtiges Element für den Schutz der Interessen
EIPI	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen vor Nachteilen
EIPR	Wichtiger Aspekt für den Schutz der Interessen gegenüber vertraglichen Risiken
EIPS	Wichtiger Faktor für den Schutz von Interessen gegenüber Sicherheitsrisiken (radiologische Zwischenfälle und Unfälle)
EIS	Obere Einbauten (des Reaktordruckbehälters)
EJP	Spezifische Begründungsstudie
EN	Erforderliche Ausrüstung
END	Zerstörungsfreie Prüfung
EP	Regelmäßige Prüfung
PSA	Persönliche Schutzausrüstung
EPR	European Pressurised Reactor – gehört zur dritten Generation von Kernreaktoren vom Typ Druckwasserreaktor
EPRESSI	Methode zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandschutzelementen
EPRI	Electric Power Research Institute
EPS	Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen
ER	Neubewertungsprüfung
ESP	Einschalige Testkammer
ESPN	Nukleare Druckbehälter
ESE	Umweltrelevantes Ereignis
ESS	Sicherheitsrelevantes Ereignis
ETV	Fernüberprüfung
Ex	Abflussnetz für das Grubenwasser aus dem Maschinenraum (auch als SEK-Behälter bezeichnet)
FAIOp	Brandbekämpfungsblatt für den Betreiber
FARN	Nukleare Schnellreaktionskraft
FAV	Altersanalyseblatt
FA-VC	Geringe Aktivität – Kurze Lebensdauer
FE	Abweichungsblatt
FMGC	Wartungsblätter für den Tiefbau
FPPI	Dauerbetrieb bei mittlerer Leistung
GC	Bauingenieurwesen
Treibhausgase	Notstromaggregat
GHE	Dichtungsöl für den Generator
GMPP	Primäre Motorpumpengruppe
GNU	Gaspark
GP	Ständige Expertengruppe
GPO	Ständige Orientierungsgruppe
GPR	Ständige Expertengruppe für Reaktoren
GRV	Befüllung und Entleerung des Generators mit Wasserstoff
GUS – GeUS	Notstromaggregat

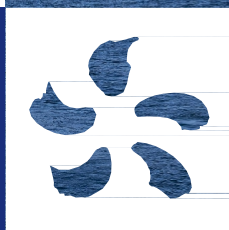
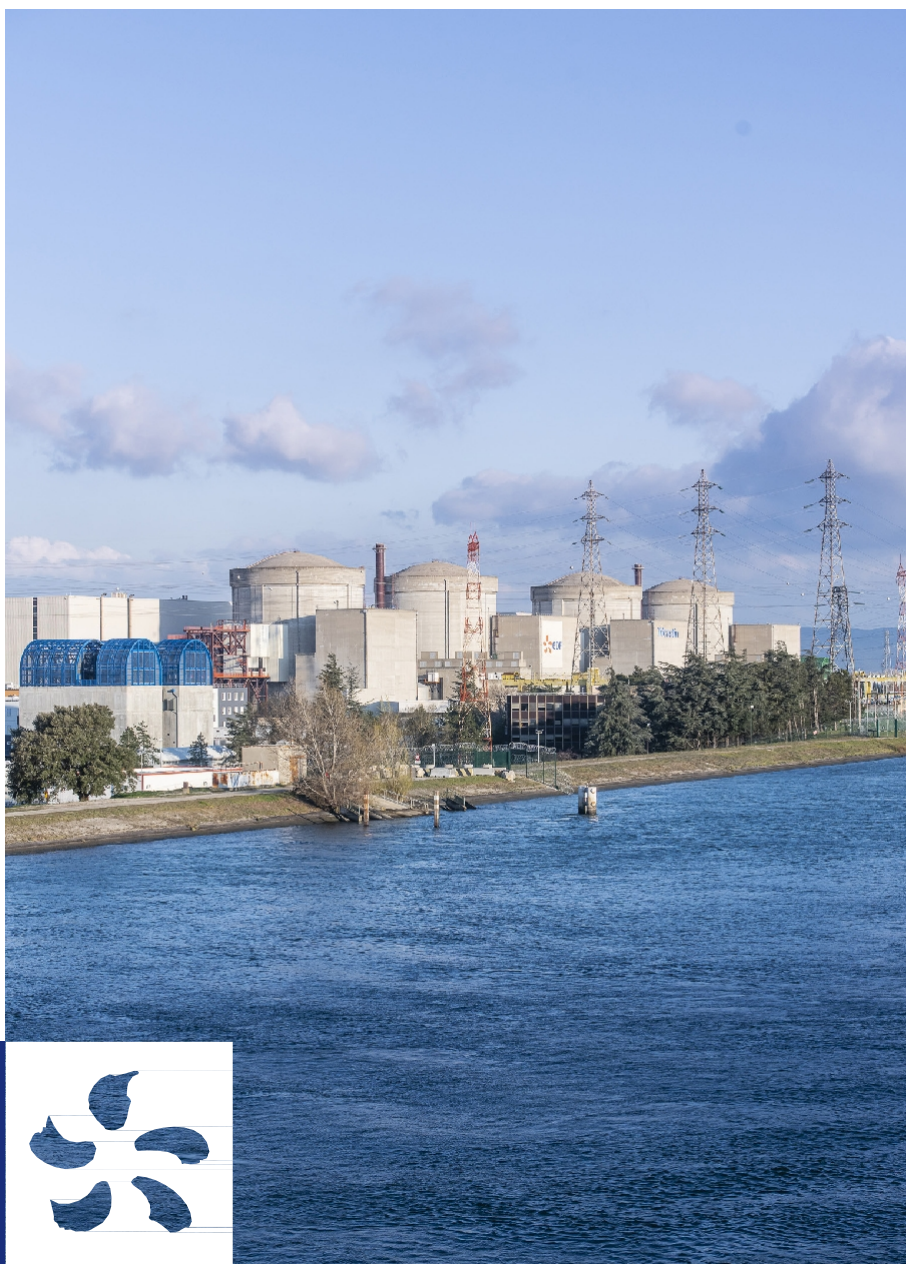
Abkürzungen	Bezeichnung
GV	Dampferzeuger
GVR	Ersatz-Dampferzeuger
H1	Vollständiger Ausfall der Kältequelle
H2	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung der Dampferzeuger
H3	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung
H4	Einrichtung einer gegenseitigen Unterstützung der Pumpenanlagen für die Sicherheitsinjektion und die Sprühflutung im Falle eines Unfalls
HDU	Gebäude, in dem sich der Notstromdiesel befindet
HT	Hochspannung
HTB	Hochspannung B
ICB	Wechselwirkung zwischen Corium und Beton
ICPE	Klassifizierte Anlage für den Umweltschutz
IEM	Elektromagnetische Störungen
IOTA	Anlagen, Bauwerke, Arbeiten und Einrichtungen
IGALL	Internationale allgemeine Erkenntnisse zum Thema Alterung
IJPP	Injektion an den Fugen der Primärpumpen
INB	Kernkraftwerk
INSAG	Internationale Beratungsgruppe für nukleare Sicherheit
IPG	Wechselwirkung zwischen Brennstofftablette und Hülle
IPS	Wichtig für die Sicherheit, als geheim eingestuft
IPS-NC	Wichtig für die Sicherheit, nicht sicherheitsrelevant
IRSN	Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
IS	Sicherheitsinjektion
ISBP	Niederdruck-Sicherheitsinjektion
ISHP	Hochdruck-Sicherheitsinjektion
ISO	ISO-Norm, erstellt von der International Organization for Standardization (Internationale Organisation für Normung)
LDS	Standortgrenze
LIE	Untere Explosionsgrenze
LLS	Notstromturbogenerator
MAFFE	Studienmodell zur Untersuchung der Auswirkungen von Kaltabgasen auf die Elektronik
MA-VC	Mittlere Aktivität – kurze Lebensdauer
MC	Zustandsorientierte Instandhaltung
MCG	Cluster-Steuerungsmechanismen
MDTE	Fehlende externe Spannung
MEL	Freigesetzte Masse und Energie
MES	Schwebstoffe
MFEAN 0 %PN	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 0 % PN
MFEAN 100 %PN	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 100 % PN
MLC	Lokale Krisenmaßnahmen
MOX	Mischoxidbrennstoff
MQCA	Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikomanagement

Abkürzungen	Bezeichnung
MS	Systematische Instandhaltung
BVT	Beste verfügbare Technik
N4	Reaktorblock mit 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	Harter Kern
NF	Französische Norm
NPGV	Vorbeugende Reinigung von Dampferzeugern
NPSH	Net Positive Suction Head (Netto-Ansaughöhe)
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Note für die Strategie der schrittweisen Qualifizierung
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
OISP	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters
OISS	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils bei 0 % Pn
OVCC	Beobachtungsstelle für die Alterung der Steuerungs- und Kontrollsysteme
PA	Aktivierungsprodukte
PA CSTA	Aktionsplan Feststellung
PAI	Brandschutz-Aktionsplan
PMOX	MOX-PARITÄT – Brennstoffmanagement
PAV	Lüftungsmaßnahmenplan
PBES	Niedrigster Sicherheitswasserstand
PBMP	Grundprogramm für vorbeugende Instandhaltung
PCC	Anlagenzustands-Kategorie
PEAN	Normaler Speisewasserverlust
PEE	Prüfverfahren
PEPSSI	Bewertungsgrundsatz für die Angemessenheit der Elemente der Brandsektorenbildung
PF	Spaltprodukte
PFG	Möglichkeit eines Großbrandes
PFI	Starker Regen
PFL	Möglichkeit eines lokal begrenzten Feuers
PGA	Peak Ground Acceleration, maximale Bodenbeschleunigung bei einem Erdbeben
PGGV	Durch starken Wind erzeugte Geschosse
PGVE	Durch extreme Winde erzeugte Projektile
PIC	Programm für ergänzende Untersuchungen
PLMP	Lokales Programm zur vorbeugenden Instandhaltung
PLMV	Lokales Programm zur Alterungsbeherrschung
PLU	Lokale Niederschläge
Pn	Nennleistung des Kerns
PNPP	Nationale Programmierung nach Stufen
PPDP	Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses
PPR	Programm zum Prinzip der Neuklassifizierung
PSF	Verlust der Kühlquelle
PSLBT	Verlust von Niederspannungsstromquellen

Abkürzungen	Bezeichnung
PSPR	Überwachungsstelle für Risikoprävention
PT ASN	Technische Vorschrift ASN
PTAE	Totalausfall der externen Stromversorgung und der Hauptdieselgeneratoren
PTC	Vollständiger Lastverlust und/oder Auslösung der Turbine
PUI	Interner Notfallplan
PV	Volumetrischer Schutz
PZR	Druckerhöhungsanlage
F&E	Forschung und Entwicklung
R1GP	Entfernung einer Leistungsregelungsgruppe
RAG	Alkali-Granulat-Reaktion
RAM	Stromversorgung der Steuermechanismen der Bündel
RAP	Passive autokatalytische Rekombinatoren
RBPP	Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe
RCD	Vollständig entladener Reaktor
RCR	Bericht über die Ergebnisse der regelmäßigen Überprüfung
RDI	Risiken interner Dominoeffekte
RDP	Druckausgleichsbehälter
RDS	Sicherheitsbericht
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REP	Druckwasserreaktor
REU	Risiko eines einzelnen Bersts
REX	Erfahrungsrückfluss
RFC	Kernschmelzrisiko
RFDP	Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses
RFS	Grundlegende Sicherheitsregel
RGE	Allgemeine Betriebsregeln
RGV	Austausch des Dampferzeugers
RIE	(Explosionsrisiken aufgrund eines großflächigen Brandes durch externe Ursachen)
RIGZ	Unkontrolliertes Abschalten der Regelgruppen beim Anfahren
RNP	Anstieg des Grundwasserspiegels
ROR	Bruch eines Stauwerks
RP	Regelmäßige Überprüfung
RP	Reaktor in Betrieb
RPC	Besondere Verhaltensregeln
RSI	Interne Sulfatreaktion
RTE	Bruch einer Haupttrinkwasserleitung
RTGV	Bruch eines Dampferzeugerrohrs
RTGV3	Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 3
RTGV4	Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 4
RTHE	Bruch einer Hochdruckleitung
RTS	Bruch einer Sekundärleitung
RTV	Bruch einer Dampfleitung

Abkürzungen	Bezeichnung
RTV3	Schwerer Bruch einer Dampfleitung
SAPA	Empfangsstation für kleine Anwendungen
SAX	Axialer Fühler
SDC	Kontrollraum
SDD	Auslegungsbeben
SEI	Schwelle für irreversible Auswirkungen
SEL	Seismic Equipment List
SELS	Schwelle für signifikante tödliche Auswirkungen
SF-ND	Kaltquelle mit hartem Kern
SIP C	Steuerungsteil des Prozessinstrumentierungssystems
SIP P	Schutzteil des Prozessinstrumentierungssystems
SIR	Reagenzien-Einspritzsystem – Chemische Aufbereitung des Sekundärkreislaufs
SIRENe	Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich
SME	Umweltmanagementsystem
SMI	Integriertes Managementsystem
SMHV	Historisch wahrscheinlichstes Erdbeben
SMS	Sicherheitserhöhtes Erdbeben
SND	Kernbeben
SO	Ausreichend offen
SOH	Soziale, organisatorische und menschliche Faktoren
SPEL	Schwellenwerte für erste tödliche Auswirkungen
SRI	Referenzsituation für das Hochwasserrisiko
SSC	Strukturen, Systeme und Komponenten
SXS	Sammlung, Kontrolle und Ableitung von Abwässern aus dem Sekundärkreislauf
TA	Hilfstransformator
TAC	Verbrennungsturbine
TAM	Hardware-Zugriffspuffer
TAS	Notstromturbogenerator
Td	Betriebstemperatur der Hardware
TEPCO	Tokyo Electric Power Company
TFA	Sehr schwach aktiv
TGTA	Transienten im Sekundärkreis
THE	Hochspannungsleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Verschlechterung
TOR	Alles oder nichts
TP	Haupttransformator
TRCP	Transiente im Primärkreis
TRICE	Giftig, radioaktiv, entzündlich, ätzend, explosiv
TS	Abzweigtransformator
TSD	Begriff Quelle Schutt
TTS	Tranche, Serienanführer

Abkürzungen	Bezeichnung
U3	Endgültiges Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für die Systeme EAS und ISBP
U5	Endgültiges Verfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der Ableitungen, anzuwenden bei einem langsamen Druckanstieg im Reaktorbehälter nach einem Unfall mit Kernschmelze
VD2	Zweite zehnjährige Inspektion
VD3	Dritte zehnjährige Inspektion
VD4	Vierte zehnjährige Inspektion
VP	Teilinspektion
WANO	Weltverband der Kernkraftwerksbetreiber
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
ZER	Zone mit kontrollierter Freisetzung
ZNIEFF	Naturgebiet von ökologischem, faunistischem und floristischem Interesse
ZII	Gebiete mit innerem Hochwasserrisiko



KERNKRAFTWERK TRICASTIN

Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4-periodische Überprüfung

Reaktor Nr. 3

Dokument 2 – Bericht mit den Schlussfolgerungen der periodischen Überprüfung (RCR), Gegenstand der öffentlichen Anhörung

EDF

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

Hauptsitz
22-30, Avenue de Wagram 75008
PARIS

Handelsregister Paris 552 081 317
Aktiengesellschaft mit einem Kapital von

2.084.365.041 Euro www.edf.fr