

# Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4-periodische Überprüfung



## Reaktor Nummer 4

**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 4 DES KERNKRAFTWERKS TRICASTIN**

# **INHALTSVERZEICHNIS**

	Seite
EINLEITUNG	4
TEIL I – RISIKEN	14
KAPITEL 1: KONFORMITÄT	16
ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON SICHERHEITSBEEINTRÄCHTIGENDEN ABWEICHUNGEN	18
ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG	23
ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)	39
ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON UMWELTBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT FLÜSSIGKEITSENTLASSUNGEN	44
ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME	48
KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG	62
ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE	64
ABSCHNITT 2: ANGRIFFE	96
ABSCHNITT 3: BRENNBARES SCHWIMMBAD	178
ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE	192
ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN	212
ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN	218
ABSCHNITT 7: BEITRAG DER KERNGRUPPE ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG	230
TEIL II – NACHTEILE	262
TEIL III – WEITERBETRIEB NACH 40 JAHREN	330
ABSCHNITT 1: BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG	331
ABSCHNITT 2: KONTROLLE DER QUALIFIZIERUNG DER MQCA	351
SCHLUSSFOLGERUNG	364
ANHANG	367
GLOSSAR	380

# EINLEITUNG

Die vierte zehnjährige Inspektion des Blocks 4 des Kernkraftwerks Tricastin (CNPE) fand vom 20.01.2024 (Abschaltung vom Stromnetz) bis zum 16.07.2024 (Wiederanschluss an das Stromnetz) statt. Die Reaktorkernentnahme erfolgte am 27.06.2024.

Im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der Blöcke der Baureihe CPY (900 MWe) stellt das vorliegende Dokument den Abschlussbericht zur Überprüfung von Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin dar. Es 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-Generation dargestellt und anschließend auf Block 4 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 des Zustands des Blocks:** Bilanz der 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 L593-18: „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, des Wissensstands, einschließlich der Erkenntnisse über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden äußeren Einflüsse.*

*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 L593-19:* „Der Betreiber übermittelt der Behörde für nukleare Sicherheit und dem für 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.

Bei Überprüfungen, die nach dem fünfunddreißigsten Betriebsjahr eines Kernkraftwerks durchgeführt werden, ist der in Absatz 1 dieses Artikels genannte Bericht Gegenstand einer öffentlichen Anhörung.

Die Behörde für nukleare Sicherheit prüft den in Absatz 1 genannten Bericht. Nach Abschluss dieser Prüfung kann sie dem Betreiber neue Auflagen gemäß [Artikel L. 593-10](#) auferlegen. Bei den im zweiten Absatz dieses Artikels genannten Überprüfungen berücksichtigt die Behörde für nukleare Sicherheit die Ergebnisse der öffentlichen Anhörung bei ihrer Analyse des Berichts des Betreibers und bei den von ihr erlassenen Auflagen. Für dieselben Überprüfungen legt der Betreiber der Behörde für nukleare Sicherheit fünf Jahre nach Vorlage des in Absatz 1 dieses Artikels genannten Berichts einen Zwischenbericht vor, der über die Umsetzung der in [Artikel L. 593-10](#) genannten Auflagen berichtet, die anlässlich der Überprüfung erlassen wurden; auf dessen Grundlage kann die Behörde für nukleare Sicherheit diese Auflagen ergänzen.

Die Behörde für nukleare Sicherheit übermittelt ihre Analyse des Berichts und ihre Auflagen dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister. Mit Ausnahme von Informationen, die die in [Artikel L. 124-4](#) Absatz I genannten Interessen beeinträchtigen könnten, werden diese Analyse und diese Auflagen veröffentlicht.

Die vom Betreiber geplanten Maßnahmen unterliegen je nach ihrer Bedeutung Genehmigungen bei wesentlichen Änderungen unter den in [Artikel L. 593-14](#) Absatz II vorgesehenen Bedingungen oder Meldungen oder Genehmigungen bei erheblichen Änderungen unter den in [Artikel L. 593-](#)

15.

## **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 im Laufe des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Wissensstand, einschließlich der Erkenntnisse über den Klimawandel und dessen Auswirkungen, sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen sind. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden äußeren Einflüsse.“

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) sowie der Fortschritte, die durch verbesserte Kenntnisse und Technologien ermöglicht werden,
- der Anpassungen und Weiterentwicklungen, die erforderlich sind, um ehrgeizigere Ziele zu erreichen, die auf eine verstärkte Beherrschung der **Risiken** und **Nachteile** abzielen.

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, Vibrationen usw.).

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

Die regelmäßige Überprüfung befasst sich somit 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 geltenden Vorschriften zu Beginn der Überprüfung hinsichtlich der Risiken und **Bewertung der Situation** der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften für 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 bezüglich der „Weiterführung des Betriebs 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 derselben Reaktorgeneration (CPY) gemeinsam ist. Diese Phase nutzt den standardisierten Charakter der Reaktoren derselben Generation. Die im Rahmen der „generischen“ Phase durchgeführten Studien gelten daher für alle Reaktoren dieser Generation.

Im Hinblick auf die Risiken und den weiteren Betrieb 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 ASN am 13. Februar 2014 ein Orientierungsdossier zur Überprüfung (DOR) vorgelegt, das ihr Arbeitsprogramm beschreibt. Auf dieser Grundlage prüfte die von der ASN beauftragte Ständige Expertengruppe für Reaktoren den Inhalt des von EDF vorgeschlagenen Programms hinsichtlich des Risikobereichs in den Sitzungen vom 1. und 2. April 2015, die den „Leitlinien für die Sicherheitsüberprüfung im Zusammenhang mit den vierten zehnjährigen Inspektionen der Reaktoren der 900-MWe-Klasse“ gewidmet waren (im Folgenden „GPO“).

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 diesen 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 zur Einrichtung von Ständigen Arbeitsgruppen zu spezifischen Themen führten: Bewältigung von Alterung und Obsoleszenz, mechanische Festigkeit der Behälter, Referenzunterlagen zu den Vorschriften für nukleare Druckbehälter, Alterung und Betriebsfähigkeit der gegossenen Rohrbögen 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 stellt daher im Abschnitt „Risiken“ die Schlussfolgerungen der vierten periodischen Überprüfung dar, insbesondere die Umsetzung der von EDF im Anschluss an die Sitzungen der Ständigen Gruppen zur Festlegung des Rahmens der Überprüfung beschlossenen Maßnahmen, 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, im Hinblick auf den Wissensfortschritt und die 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 neuen Erkenntnisse und 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 dem TTS folgenden Blöcke entspricht der Vorschrift [GEN].

Der vorliegende Bericht befasst sich auch mit den Nachteilen im Sinne von Artikel 4.1 Absatz I 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.“ Er 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, betreffend die Begrenzung von Belästigungen und Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch Kernkraftwerke, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch die Entscheidung 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, die der Aktivität und den Herausforderungen angemessen ist,
- 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.

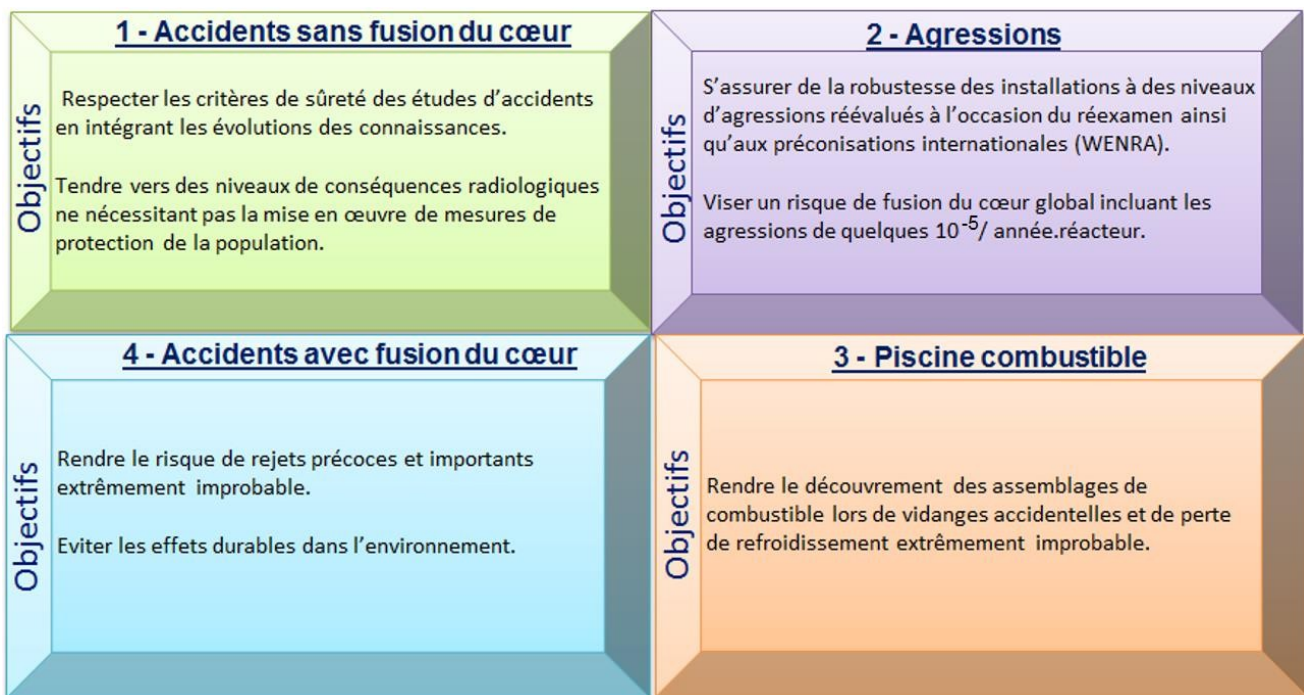
Der im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzte Ansatz zur Überprüfung der Konformität der Anlagen basiert auf:

- ❖ 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],
- ❖ die Überprüfung der Konformität der Blöcke mit den Anforderungen des 3. RP 900, das die bestehenden Betriebs- und Instandhaltungsvorschriften (regelmäßige Prüfungen, Instandhaltungsprogramme) 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 abgedeckt sind, zu untermauern,
- ❖ die Bearbeitung von sicherheitsrelevanten Ereignissen der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala sowie von umweltrelevanten Ereignissen im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung,
- ❖ ein Programm zur Überprüfung der Konformität von Systemen, die zum Schutz der Interessen vor Risiken beitragen (Systeme, die EIPS umfassen).

### b. Die Ziele der Sicherheitsüberprüfung konkretisieren

Diese Ziele lassen sich wie folgt aufschlüsseln:



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. 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 Teils „Nachteile“ des 4. 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 Teils „Weiterbetrieb nach 40 Jahren“ des 4 RP 900:

Der<sup>4</sup> RP 900 sieht ein umfangreiches Arbeitsprogramm zum Thema Materialalterung im Rahmen der Weiterführung des Betriebs der Anlagen nach 40 Jahren vor. Der Ansatz basiert auf:

- Die Bewältigung des Alterungsprozesses umfasst die Festlegung und Umsetzung eines allgemeinen Vorgehens, eine Bestandsaufnahme der wichtigsten Erkenntnisse, das Programm zur Gewinnung weiterer Erkenntnisse 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 Ausrüstung 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 <sup>35</sup>. Betriebsjahr eines Reaktors durchgeführt wird, der Abschlussbericht der Überprüfung (RCR) Gegenstand einer öffentlichen Anhörung ist.

Die vom Betreiber in diesem RCR vorgesehenen Maßnahmen entsprechen den gesamten Antworten, die EDF auf die Ziele der Überprüfung gibt. Eine Maßnahme besteht aus den Studien und Änderungen, die zur Erfüllung eines Ziels beitragen. Sie umfasst ein kohärentes Ganzes aus verschiedenen grundlegenden, wesentlichen und nicht wesentlichen, materiellen, intellektuellen oder organisatorischen Änderungen, die im Rahmen der Überprüfung vor und nach der Einreichung des RCR durchgeführt wurden.

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 vorgenommenen Änderungen.

Gemäß der Entscheidung ASN 2021-DC-0706 vom 23.02.2021 bezüglich der „Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung“, geändert durch die Entscheidung 2023-DC-0774 vom 19.12.2023, wird EDF bei den 900-MWe-Reaktoren alle mit der 4. RP 900 verbundenen Maßnahmen spätestens acht Jahre nach Erteilung der RCR für die ersten Reaktoren der Serie und spätestens fünf oder sechs Jahre nach Erteilung der RCR für die übrigen Reaktoren umsetzen (5 Jahre für den Reaktor Tricastin 4, d. h. im Juni 2030).

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 (Tranche En Marche) oder während der Stillstände vom Typ „Visite Décennale“ 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 18. Juni 2030 für den Reaktor 4 des Kernkraftwerks Tricastin).
- 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 5 Jahren erfordern. Die Umsetzung dieser Änderungen ist spätestens 8 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung für die ersten Reaktoren vorgesehen. Für die übrigen Reaktoren ist die Umsetzung dieser Änderungen spätestens 5 oder 6 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen (5 Jahre für Tricastin 4, d. h. im Juni 2030).

Im weiteren Verlauf des Dokuments enthalten die Abschnitte „Bilanz zum Zustand des Blocks“ Informationen zur Umsetzung der im RCR genannten Änderungen. Ist die Änderung noch nicht am Block 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 Veröffentlichung dieses Berichts; er kann sich jedoch ändern, falls sich die vorläufigen Zeitpläne für die Abschaltungen zur Brennelementwechsell ändern, um die Sicherheit des französischen Stromnetzes zu gewährleisten, oder im Falle unvorhergesehener Ereignisse (unter Einhaltung der Fristen RCR + 5 Jahre / RCR + 6 Jahre / RCR + 8 Jahre, je nach Reaktor). Er stützt sich insbesondere auf die Fähigkeit von EDF, diese Änderungen unter Einhaltung aller Sicherheitsvorschriften durchzuführen, dabei die bestmöglichen Sicherheitsbedingungen für das Einsatzpersonal während der Arbeiten zu gewährleisten und die Kapazität der Lieferanten zu berücksichtigen, alle Arbeiten kumulativ an allen INB der 900-MWe-Generation durchzuführen, die ihre <sup>vierte</sup> zehnjährige Inspektion durchlaufen.

### **3 BERÜCKSICHTIGUNG DER ERKENNTNISSE 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 6 Siedewasserreaktoren besteht und von der Tokyo Electric Power Company (TEPCO) betrieben wird. Der <sup>vierte</sup> Reaktor war abgeschaltet und entladen. Die Reaktoren wurden infolge des Erdbebens automatisch abgeschaltet.

Das Erdbeben führte zudem zu einem vollständigen Ausfall des Stromnetzes, woraufhin die Notstromaggregate und Notfallsysteme ansprangen. Etwa vierzig Minuten später wurde der Standort 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.

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 Verbrauch 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 erließ die ASN für jede Anlage im Juni 2012 und dann im Januar 2014 zwei Sätze technischer Vorschriften (PT-ASN), in denen EDF die Einrichtung eines „Noyau Dur“ aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen vorschreibt, deren Ziel es ist, einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern, um massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in „Noyau Dur“-Situationen zu begrenzen, die potenziell auf eine externe natürliche Einwirkung zurückzuführen sind (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

#### **ASN-Vorgaben (PT-ASN) vom Juni 2012**

Dieser erste Satz von PT-ASN schreibt EDF die Einrichtung eines „Kernbestands an materiellen und organisatorischen Vorkehrungen [...] vor. Für diesen Kernbestand richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden SSC diversifizierte SSC ein, um die Risiken durch Gemeinsame-Modus-Störungen 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 Kern-Hard-Szenarien der Kern-Hard-Szenario 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 Einrichtung des „Noyau Dur“ gewährleistet das Ausbleiben eines „Klippeneffekts“ bei Belastungsniveaus, die weit über die geltenden Sicherheitsstandards für EDF-Anlagen hinausgehen, was dem Ziel entspricht, den Betrieb der Blöcke fortzusetzen und sich im Bereich von Unfällen mit Kernschmelze dem Sicherheitsziel der Reaktoren der 3. Generation (Typ EPR von Flamanville 3) anzunähern.

## Industrieprogramm

Als Reaktion auf die PT-ASN von 2012 und 2014 hat EDF ein Industrieprogramm mit zwei Teilen erstellt:

- Teil 1: Die Maßnahmen, die die Reaktion von EDF auf die Lehren aus 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 „nachhaltiger Maßnahmen“ bis zum Zeithorizont „10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima“.
- Teil 2: Die Umsetzung 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 Weiterführung des Betriebs in Verbindung 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 dieses Berichts, da sie zur Erreichung 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 SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT FLÜSSIGKEITSENTLASSUNGEN**

**ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME**

## **KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG**

**ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE**

**ABSCHNITT 2: BESCHÄDIGUNGEN**

**ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBECKEN**

**ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE**

**ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN**

**ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN**

**ABSCHNITT 7: BEITRAG DES HARTKERNES ZU DEN ZIELEN DER NEUBEWERTUNG**

# **KAPITEL 1: KONFORMITÄT**

# **ZUSAMMENFASSUNG VON KAPITEL 1**

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON SICHERHEITSBEEINTRÄCHTIGENDEN MÄNGELN

ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SIGNIFIKANTEN 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 ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT**

## ZUSAMMENFASSUNG

0.	BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT	20
0.1.	ZIEL	20
0.2.	ANTWORT	20
0.3.	FAZIT	22

## **0. ABBAU VON SICHERHEITSBEEINTRÄCHTIGENDEN ABWEICHUNGEN**

### **0.1. ZIEL**

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse 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 zuvor festgestellten sicherheitsrelevanten Abweichungen. 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 Mängel über die zehnjährige Inspektion hinaus sowie den entsprechenden Zeitplan. Für die bei dieser zehnjährigen Inspektion festgestellten Abweichungen, die 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 Abweichungsverwaltung ist eine Feststellung eine materielle Anomalie, die die Einhaltung einer definierten Anforderung an eine für den Schutz von 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 zur Entscheidung vom 15. Juli 2014 beigefügt sind, der der ASN zur Genehmigung vorgelegt wird.

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

### **0.2. ANTWORT**

Alle PA CSTA (die Feststellungen und Abweichungen umfassen) bezüglich des Reaktors Nr. 4 wurden im Rahmen dieses Zehnjahresbesuchs im Rahmen des zur Einhaltung der Vorschrift [CONF-A] eingerichteten Vorgehens besonders überwacht.

Vor der Abschaltung und vor der Wiederaufladung des Reaktorkerns wurden lokale Überprüfungen durchgeführt, um einerseits die Einhaltung der vor der Abschaltung festgelegten Ziele für die Bearbeitung der CSTA-Berichte zu kontrollieren und andererseits die Bearbeitung der während der Abschaltung gemeldeten Feststellungen sicherzustellen. Eine weitere Überprüfung fand vor der Erstellung des Antragsdossiers für die Abweichungsgenehmigung statt.

Im Anschluss an diesen Prozess wurden alle sicherheitsrelevanten Abweichungen, die vor Beginn des Stillstands identifiziert oder während des Stillstands VD4 des Reaktors Nr. 4 festgestellt wurden, behoben, mit Ausnahme der folgenden 7 Abweichungen:

- Die Abweichung betrifft eine Unterbewertung des Kritikalitätsrisikos durch Verdünnung im Stillstand des Reaktorblocks. Die Änderung PNPP1797 bezüglich der Anbringung eines Borometers am Auslass des chemischen und volumetrischen Kontrollsystems (RCV) wurde am Reaktorblock Nr. 4 des Kernkraftwerks TRICASTIN durchgeführt. Die ursprünglich vor Ende 2022 geplante Bewertung wird vorläufig ausgesetzt, um weitere Untersuchungen durchzuführen. In der Zwischenzeit werden die bereits im Status VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Status VD4 fortgeführt und ermöglichen die Beherrschung der zufälligen Transienten bei homogener Verdünnung in den Abschaltzuständen.
- Die Abweichung betrifft eine Fertigungsabweichung bei MOX-Brennstoff (Mixed Oxide Fuel) und die Berücksichtigung des Phänomens des Rückflusses am oberen Ende der spaltbaren Säule. Die Behebung dieser Abweichung erfolgt durch eine Änderung der Konstruktion der MOX-Brennelemente, wobei oben und unten in der im Brennstab enthaltenen spaltbaren Säule Hafnium-Keile eingesetzt werden. Im Reaktorkern von TRICASTIN 4 sind für den Betriebszyklus 40 keine MOX-Brennelemente vorhanden. Diese Abweichung wird behoben sein, sobald alle im Reaktorkern von TRICASTIN vorhandenen MOX-Brennelemente durch Brennelemente ersetzt worden sind, bei denen diese Änderung berücksichtigt wurde. 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 Überlastschutzes und der maximalen Auszugsposition der Steuerstäbe) begründet.
- Die in der Studie festgestellte Unstimmigkeit betrifft die Unvollständigkeit der Untersuchung eines ungünstigen Szenarios in der mittelfristigen Phase des Reaktorstabbeschussunfalls 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 beigefügt ist.
- Die Abweichung betrifft das Vorhandensein von abgewinkelten internen elektrischen Verbindungen, die nicht durch die Qualifikationsunterlagen für die Motoren der Reaktor-Kühpumpen (RRA) der CPY-Baureihe abgedeckt sind. Diese Abweichung betrifft eine einzige RRA-Pumpe im Block 4 von TRICASTIN. Die endgültige Behebung dieser Abweichung erfolgt durch den Austausch der RRA-Pumpenmotoren, der spätestens im Jahr 2030 durchgeführt wird. Bis zur endgültigen Behebung werden zusätzliche Maßnahmen getroffen, darunter die Überprüfung der dielektrischen Eigenschaften und der Isolation bei jedem Abschalten zum Wiederaufladen. Diese am defekten RRA-Pumpenmotor von Tricastin 4 durchgeführten Kontrollen entsprechen den Erwartungen.
- Die in der Studie festgestellte Abweichung betrifft die teilweise Lücke in der Begründung der Reaktivitätskontrolle während der Betriebsphase nach einem Unfall bei bestimmten Transienten. Die durchgeführte Analyse kommt zu dem Schluss, dass unter realistischen Bedingungen keine Gefährdung besteht. Die Behebung dieser Abweichung erfolgt nach einer Analyse der Sicherheitsrisiken in einem Ansatz, der den Studienvorschriften für den Auslegungsbereich entspricht, durch die Umsetzung von Änderungen, die im Wesentlichen den Betriebsablauf betreffen. Die Umsetzung erfolgt in den Betriebsreferenzsystemen, wobei diejenigen priorisiert werden, die die meisten Reaktoren betreffen. Die Umsetzung der Änderungen ist ab 2026 vorgesehen.
- Die untersuchte Abweichung betrifft den langsamen Rückgang des Primärdurchflusses, der 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 die regelmäßige Prüfung eingeführt wird, um die Kurve des langsamen Rückgangs des Primärdurchflusses zu überprüfen, es sei denn, die Analyse des jüngsten REX ermöglicht es, darauf zu verzichten.
- Die Abweichung betrifft das Fehlen einer Erdbebenqualifizierung der Drucksensoren des Zwischenkühlkreislaufs (RRI). Diese Sensoren tragen zur Isolierung des nicht erdbebengeprüften Kreislaufabschnitts bei. Die Analyse dieser Abweichung kommt zu dem Schluss, dass aufgrund des konservativen Verhaltens des Sensors bei einem Erdbeben kein Sicherheitsrisiko besteht. Die Behebung dieser Abweichung besteht im Austausch der Sensoren durch qualifizierte Sensoren und ist derzeit für 2026 geplant.

### 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 7 Abweichungen, deren schädliche Auswirkungen sehr begrenzt sind. Die Analyse aller CSTA-Aktionspläne wurde der ASN im Antragsdossier für die Abweichungsgenehmigung für Block 4 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	25
1.1.	ZIEL	25
1.2.	ANTWORT	25
1.2.1.	RADIOLOGISCHE RISIKEN	25
1.2.2.	NICHT-RADIOLOGISCHE RISIKEN	28
1.2.2.1.	Einhaltung gesetzlicher Vorschriften	35
1.2.2.2.	Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR	35
1.2.2.3.	Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken	37
1.3.	SCHLUSSFOLGERUNG	38

# 1. KONFORMITÄTSPRÜFUNG

## 1.1. ZIEL

Die ersten Konformitätsprüfungen wurden anlässlich der 2. periodischen Überprüfung der Stufe 900 MWe im Rahmen der Durchführung der ECOT (Blockkonformitätsprüfung). Dieser Ansatz wurde im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen der Leistungsstufen 1300 MWe (2. RP 1300) und 1450 MWe, der sogenannten „N4“ (1. RP N4) und zuletzt im Rahmen der 3. RP 900, 3. RP 1300 und 2. RP N4.

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

Im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung des 900-MWe-Blocks konzentriert sich diese Konformitätsprüfung auf:

- die Prüfung der radiologischen 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 ergänzende Untersuchungen.

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 eines ECOT basiert auf den Erfahrungen aus früheren Konformitätsprüfungen (alle Stufen) unter Berücksichtigung folgender Aspekte:

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

Ergänzt wird dies durch die Berücksichtigung der ASN-Anträge im Anschluss an die Sitzung der Ständigen Gruppe „Allgemeine Leitlinien des 4. RP 900“.

Die Überprüfung der Konformität 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 oder Nichtfeststellung einer Nichteinhaltung einer definierten Anforderung an ein für den Schutz der Interessen wichtiges Element (EIP) führen kann, was eine Abweichung im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen darstellt.

Die folgende Tabelle gibt einen Überblick über die im Arbeitsprogramm des ECOT<sup>4ème</sup> 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 letzten Rückhalte- und Auffangbecken, die an allen Bauwerken vorhanden sind. Diese letzten Bauwerke sind diejenigen, deren Oberfläche in direktem Kontakt mit der Umwelt steht und bei denen eine Undichtigkeit zu einer direkten Umgehung der Sicherheitshülle und zu einer Freisetzung in die Umwelt führen könnte, ohne dass eine zusätzliche Auffangmöglichkeit besteht. Der Zustand dieser EIPR wird regelmäßig durch die Anwendung der PBMP für den Tiefbau (GC) überprüft. Der Umfang der Kontrollen für ECOT <sup>4</sup> RP 900 besteht somit darin, einen Bericht über die Anwendung der PBMP in Bezug auf diese EIPR zu erstellen, eine Bestandsaufnahme der festgestellten Mängel vorzunehmen und gegebenenfalls die durchgeführten Instandsetzungsmaßnahmen aufzuführen.
			In Übereinstimmung mit dem ECOT <sup>3</sup> RP 1300 wurde beschlossen, eine Konformitätsprüfung der Gebäude für die Klimatisierung (BAC) durchzuführen, die auf der Bilanz zur Anwendung der 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	Identifizierte EIPI-Anlagen	Nachteile	Überprüfung der ordnungsgemäßen Funktion der Anlagen auf der Grundlage der Ergebnisse regelmäßiger Prüfungen sowie dokumentarische Überprüfung der Anlagenverzeichnisse und der zugehörigen Betriebsunterlagen.
3	Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen (EIPS)	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Überprüfung der organisatorischen und dokumentarischen Vorkehrungen von MQCA, Stichprobenkontrolle der Ausrüstungen und, sofern möglich, der Ausrüstungen, bei denen seit dem <sup>3</sup> RP Abweichungen oder ESS festgestellt wurden.
4	Blitzschlag	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	<i>Vor-Ort-Kontrollen</i> der Einhaltung der Bestimmungen der Blitzschlagrisikoanalyse, der Wartungsanweisungen und des Blitzschlagprotokolls.
5	Besonderheiten bei der Konzeption von Sicherheitssystemen	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Dokumentenprüfung der mechanischen Schemata von 11 Systemen, die für die Auslegungsunfälle des Sicherheitsnachweises erforderlich sind.
6	Auswertung der Feststellungen	Alle Bereiche	Überprüfung der Abweichungsberichte und/oder PA CSTA, stichprobenartige Überprüfung der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Behebung der Feststellungen.
7	Rohrleitungen	Alle Bereiche	<i>Vor-Ort-Prüfungen</i> von Rohrleitungen und SER-Behältern: „Rohrleitungen aus Schwarzstahl“, „Rohrleitungen mit Wärmedämmung“, „empfindliche Durchführungen“
8	Erdbeben – Halterungen	Strahlungsrisiken (Thema: Aggressionen)	<i>Vor-Ort-Prüfung</i> der Halterungen unter Einbeziehung der Prüfung der Konformität 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 Prüfung der Übereinstimmung der RIS-Pendelstabilisierungsrahmen des CPY mit den Plänen ergänzt.
10	Eindämmung – Belüftung	Strahlungsrisiken (Thema: Störfälle/Unfälle)	<i>Vor-Ort-Prüfung</i> der Dichtheit der Auffangvorrichtungen (Leckageauffangbehälter, Handschuhkästen) und der Lüftungskanäle.
11	Brand	Strahlungsrisiken (Thema: Angriffe)	Überprüfung der ordnungsgemäßen Umsetzung der nach dem <sup>3</sup> RP beschlossenen Änderungen, Überprüfung der Betriebsunterlagen und Bilanz der Kontrollen der Brandschutztrichter.
12	Explosion	Strahlungsrisiken (Thema: Angriffe)	<i>Vor-Ort-Prüfung</i> von Rohrleitungen, die explosionsgefährliche Flüssigkeiten transportieren, Dichtheitsprüfung mit dem Explosimeter, Überprüfung der örtlichen Beschilderung.
13	Interne Überschwemmung	Strahlungsrisiken (Thema: Beschädigungen)	Für das Elektraumbgebäude 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	Krisenraumausstattung (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:

- sogenannte „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 Notversorgungspumpen 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 Hilfsaggregate.
- Zusätzliche Kontrollen, zu deren Durchführung sich EDF in verschiedenen Bereichen verpflichtet hat:
  - Sichtprüfungen an Rohrleitungen in Bodennähe im Reaktorgebäude (BR),
  - Sichtprüfungen der Sensoren im BR,
  - Prüfung der Halterungen des JPI-Brandschutzsystems,
  - Prüfung der Halterungen im BR, im BAN, im BK und im BW,
  - Dichtheitsprüfungen der Dachtrichter der Dieselgebäude,
  - Prüfung der Schraubverbindungen,
  - Prüfungen einer Stichprobe von Feuerlöschleitungen außerhalb des Elektraums (BL),
  - Prüfungen der Relais, Sicherungshalter und Anschlüsse von Schaltschränken außerhalb des Reaktorgebäudes, die für Unfallbedingungen vom Typ Erdbeben K3 qualifiziert sind,
  - Zusätzliche Kontrollen der ortsfesten Löschanlagen des Brandschutznetzes.

## **Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Hinblick auf den Stillstand keine Besonderheiten auf.

### Bilanz zum Zustand des Blocks

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

Für Block 4 von Tricastin wurden alle im Rahmen der Programme bei 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 „Bauwesen“:**

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

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Bauingenieurwesen“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt und ausgewertet. Sie betreffen die Umsetzung des Basisprogramms für vorbeugende Instandhaltung im Bereich Bauingenieurwesen.

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

Die im Rahmen der Instandhaltungsbilanzen festgestellte Abweichung wurde vor der Abweichung der VD4 behoben. Es bestehen keine Abweichungen mehr 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 „Tiefbau“ die Bewertung der Konformität des Blocks 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen. Dadurch konnte das Sicherheitsniveau der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter gefestigt werden.

#### **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.

Die 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 des Blocks 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk. Dies hat es ermöglicht, die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter zu festigen.

#### **Thema „Qualifizierung von Ausrüstung für Unfallsituationen“:**

Ziel des Themas „Qualifizierung von Ausrüstung für Unfallbedingungen“ ist es, zu überprüfen, ob die vorgeschriebenen Vorkehrungen zur Gewährleistung der Dauerhaftigkeit der Qualifizierung in die lokalen Organisationen integriert sind.

Es wurden Überprüfungen der organisatorischen Vorkehrungen durchgeführt und 257 für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstungen (MQCA) wurden physisch am Block kontrolliert. Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Qualifizierung für Unfallbedingungen“ geforderten Kontrollen wurden für Block 4 durchgeführt.

Die bei diesen Kontrollen festgestellten Unregelmäßigkeiten 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“).

Die ECOT-Prüfungen zum Thema MQCA haben bestätigt, dass die umzusetzenden dauerhaften Maßnahmen in der lokalen Organisation gut integriert sind.

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen“ die Bewertung der Konformität von Block 4 in Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk. Dies ermöglichte es, die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter zu festigen.

#### **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 Analyse 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 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Referenzrahmen. Dies trug zur Stärkung der Sicherheit der Anlage bei, in Fortführung der vorherigen Überprüfung und unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

### **Thema „Konstruktionsspezifika der Sicherheitssysteme“:**

Ziel des Themas „Konstruktionsspezifika der Sicherheitssysteme“ ist es, die Unterschiede zwischen den mechanischen Schemata des Lagerbereichs 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 Überprüfungen der vorgeschriebenen Schemata wurden durchgeführt. Soweit erforderlich, wurden Vor-Ort- oder Dokumentenprüfungen durchgeführt, um die Konformität der Anlage von Block 4 zu überprüfen. Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Konstruktionsspezifika der Sicherheitssysteme“ geforderten Überprüfungen wurden durchgeführt.

Alle in den Plänen für Block 4 festgestellten Unstimmigkeiten wurden behoben. Nach der Überprüfung wurden keine Abweichungen festgestellt. Es bestehen keine Abweichungen hinsichtlich der ECOT-Kontrollen zu diesem Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Konstruktionsspezifika der Sicherheitssysteme“ eine Bewertung der Konformität von Block 4 in Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk. Dies ermöglichte eine Konsolidierung der Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

### **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 Überprüfung im Rahmen einer „Überprüfung“, bei der die Qualität der Phasen der Feststellungserfassung, der Bearbeitung von Abweichungen sowie die Angemessenheit und Wirksamkeit der Bearbeitungsmaßnahmen untersucht werden.

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

Bei allen PA CSTA mit dem Status „Abweichung: ja“ und „nicht abgeschlossen“ in den EIP 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 Abweichung 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 zum Thema „Überprüfung der Bearbeitung von Feststellungen“ die Bewertung der Konformität des Blocks 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Regelwerk. Dies trug zur Stärkung der Sicherheit der Anlage bei, in Fortführung der vorherigen Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

### **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.

Die 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).

Bestimmte Mängel sind Gegenstand von Konformitätsabweichungen, die vor der Abweichung der VD4 behoben wurden.

Angesichts aller durchgeführten Analysen und Maßnahmen bestehen keine Abweichungen mehr in Bezug auf die ECOT-Prüfungen für dieses Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Rohrleitungen“ die Bewertung der Konformität des Blocks 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk. Dies hat es ermöglicht, die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter zu festigen.

#### **Thema „Erdbeben – Stützen“ und „Erdbeben – Verankerungen“:**

Ziel der Themen „Erdbeben – Stützkonstruktion“ und „Erdbeben – Verankerung“ ist es, einen Überblick über den Stand der Umsetzung der Basisprogramme zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) zu geben.

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

Bestimmte Mängel waren Gegenstand einer Konformitätsabweichung, die vor der Abweichung der VD4 behoben wurde.

Angesichts der durchgeführten Analysen und Maßnahmen bestehen keine Abweichungen mehr in Bezug auf die ECOT-Prüfungen für diese Themen (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zu den Themen „Erdbeben – Stützen“ und „Erdbeben – Verankerungen“ die Bewertung der Konformität des Blocks 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk. Dies hat es ermöglicht, die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter zu festigen.

#### **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 Schutzrohre oder an den Erfassungsvorrichtungen durchzuführen, die möglichst nah am Risiko installiert wurden.

Die im Rahmen des Programms zum Thema „Eindämmung – Belüftung“ geforderten Kontrollen wurden

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

Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt. Es liegen keine Abweichungen in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema vor (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Eindämmung-Belüftung“ die Bewertung der Konformität des Blocks 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk. Dies hat es ermöglicht, die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter zu festigen.

#### **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.

Die 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. Bei der Abweichung gibt es keine Abweichung in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema (im Sinne des regulatorischen Referenzrahmens „Abweichungen“).

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Brand“ die Bewertung der Konformität des Blocks 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk. Dies ermöglichte es, die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter zu festigen.

### **Thema „Explosion“:**

Ziel des Themas „Explosion“ ist es, Folgendes durchzuführen:

- Sichtprüfungen der Rohrleitungen von außen, einschließlich schwer zugänglicher Bereiche, wärmeisolierter Abschnitte (die entisoliert werden müssen) und Durchführungen,
- Dichtheitsprüfungen in der Nähe der an diesen Rohrleitungen installierten Armaturen mit Hilfe eines Explosimeters,
- die Überprüfung des Vorhandenseins von Kennzeichnungsschildern an den Rohrleitungen.

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

Die im Rahmen des Programms zum Thema „Explosion“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt. Die bei diesen Kontrollen festgestellten Abweichungen 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“).

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Explosion“ die Bewertung der Konformität des Blocks 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk. Dies ermöglichte es, die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter zu festigen.

### **Thema „Interne Überschwemmung“:**

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

Die Konformitätsprüfungen der Wartungsinspektionen und die Konformitätsprüfungen der Ausrüstung wurden gemäß dem Programm des Themas „Interne Überschwemmung“ durchgeführt.

Im Rahmen dieser Kontrollen wurden keine Anomalien und keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Interne Überschwemmung“ die Bewertung der Konformität von Block 4 in Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Referenzrahmen. Dies trug zur Stärkung der Sicherheit der Anlage bei, in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

### **Thema „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 es:

- die ordnungsgemäße Umsetzung des neuen Referenzrahmens zu überprüfen, der den Leitfaden Nr. 13 der ASN umsetzt,
- den Zustand der baulichen Vorkehrungen (Spundwände, Rückschlagklappen, Absperrschieber, Metallschwellen und Betonaufbauten, mobile Pumpen und Stromaggregate...) zu überprüfen,
- die ordnungsgemäße Umsetzung des neuen Referenzrahmens für die Standortorganisation zu überprüfen.

Die 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 Konformität des Blocks Nr. 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk zu bewerten. Dies ermöglichte es, die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

### **Thema „Lokale Krisenausrüstung“:**

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 des ECOT basiert auf:

- der Überprüfung der Betriebsbereitschaft von Ausrüstung und Material,
- der Überprüfung der Einhaltung der dokumentarischen und organisatorischen Anforderungen.

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

Die festgestellten Abweichungen 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 Tricastin-Block 4 mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

#### **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. Die 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“).

Im Einklang mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Vor-Ort-Besichtigungen“ eine Bewertung der Konformität des Blocks 4 von Tricastin mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben. Dadurch konnte die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter gefestigt werden.

#### **Thema „Gezielte Zusatzkontrollen“:**

Ziel des Themas „Gezielte Zusatzkontrollen“ ist es, die Zusatzkontrollen für das ECOT VD4 gemäß den von EDF im Rahmen der Anweisung zum ECOT VD4 900 MWe eingenommenen Positionen und ergriffenen Maßnahmen vorzuschreiben.

Sämtliche Materialien, die von den 9 im Rahmen des Programms zum Thema „Gezielte Zusatzkontrollen“ angeforderten 9 Kontrollen wurden überprüft.

Alle festgestellten Abweichungen wurden analysiert, begründet und/oder behoben.

Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt. Bei der Abweichung liegt keine Abweichung in Bezug auf die ECOT-Kontrollen für dieses Thema vor (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 4 von Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk. Dies ermöglichte es, die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter zu festigen.

## 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 kerntechnischen Basisanlagen 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin

##### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

##### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Ergebnisse der Überprüfung der Einhaltung der Vorschriften sind in Teil II – Kapitel 1 – § **Error! Reference source not found.** dargestellt.

### 1.2.2.2. Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR

#### Allgemeiner Teil Palier

Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 definiert ein für den Schutz wichtiges Element wie folgt: *„Ein für den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Schutz der Natur und der Umwelt) wichtiges Element, d. h. eine 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 Stufe CPY 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 Flüssigkeitsrückhaltung beitragen. Andererseits stellen auch die Endanlagen im Regenwassernetz als letzte Isolationsanlagen vor der Einleitung in die Umwelt EIPR dar.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen an die EIPR wird durch eine regelmäßige Überprüfung ihrer ordnungsgemäßen Funktion und Positionierung sichergestellt. Für die historischen EIPR (Sammelschächte und letzte Rückhalteanlagen) wurde beschlossen, eine Bestandsaufnahme

der Umsetzung der vorbeugenden Instandhaltungsprogramme. Ein solcher Ansatz entspricht der Erstellung einer Bilanz des Instandhaltungsprogramms für den Tiefbau, die im Übrigen bereits im Rahmen des Themas „*Tiefbau*“ des ECOT des 4. RP 900 bereits 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 hat EDF die Relevanz der laufenden Kontroll- und Instandhaltungsmaßnahmen im Hinblick auf ihre Ziele und die entsprechenden besten verfügbaren Techniken erneut geprüft.

Es wurde eine Liste der neuen Anlagen erstellt, die den Status EIPR aufweisen (aktive Anlagen mit „*beachtlichen*“ Umweltauswirkungen“ und endgültige Bauwerke im Bereich SEO).

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

### Bilanz zum Zustand des Blocks

Gemäß der im Rahmen des ECOT des 4. RP 900 geforderten Planung wurden die Sickergruben und Endlager von Block 4 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 zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

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

Die Zusammenfassungen für das Kernkraftwerk Tricastin kommen zu dem Schluss, dass die im Umfang enthaltenen Rohrleitungen ihre Funktion über das 4. Revisionsprogramm 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin in Frage stellen würden.

### 1.3. **SCHLUSSFOLGERUNG**

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

- vom Betreiber durchgeführten Kontrollen *vor Ort*;
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Richtlinien 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. 4 des Kernkraftwerks Tricastin im Rahmen seiner regelmäßigen Überprüfung im Rahmen der 4. Zehnjahresinspektion 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 von Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführten Kontrollen und Maßnahmen die Eignung zur Fortsetzung des Betriebs von Block 4 für den Zehnjahreszeitraum VD4 – VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen.

## **ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ZUSÄTZLICHE UNTERSUCHUNGEN (PIC)**

## ZUSAMMENFASSUNG

2.	PROGRAMM FÜR ZUSÄTZLICHE UNTERSUCHUNGEN (PIC)	41
2.1.	ZIEL	41
2.2.	ANTWORT	41
2.3.	FAZIT	43

## **2. PROGRAMM FÜR WEITERFÜHRENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)**

### **2.1. ZIEL**

Die Durchführung des Programms für ergänzende Untersuchungen „PIC“ zielt darauf ab, die Relevanz der vorbeugenden Instandhaltung der Anlagen zu untermauern und sicherzustellen, dass in Bereichen, die üblicherweise nicht kontrolliert werden, keine Betriebschäden vorliegen.

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 Übereinstimmung zwischen den durchgeführten Instandhaltungsmaßnahmen und den Erkenntnissen über die identifizierten Verschleißerscheinungen im Betrieb zu analysieren. Er stützt sich hauptsächlich auf:

- der Analyse des Wartungs- und Überwachungsreferenzsystems,
- den Erfahrungen aus früheren PIC,
- der Analyse des Alterungsmanagementprozesses,
- den Erfahrungswerten aus dem nationalen und internationalen Betrieb,
- der Analyse der im Rahmen des ECOT-Programms ausgewählten Themen,
- die Analyse der Aufrechterhaltung der Qualifikation von unter Unfallbedingungen qualifizierten Materialien (MQCA). Dieser Ansatz ermöglicht die Erstellung eines Untersuchungsprogramms auf der Grundlage der Prüfung von für den Schutz der Interessen wichtigen Elementen (EIP), die nicht Gegenstand eines speziellen regelmäßigen Überwachungsprogramms sind.

Dieses Untersuchungsprogramm definiert die zu prüfenden 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 Entdeckung 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 Umfangs des PIC 4- RP 900 führte zur Auswahl von 3 Bereichen, die die EIP abdecken:

- Bereich „*Schaltungen und Geräte für CPP und CSP*“,
- Bereich „*Schaltungen und Geräte außerhalb von CPP und CSP*“,
- Bereich „*Bauingenieurwesen*“.

Was den Bereich „*Elektrische Ausrüstung und Leittechnik*“ betrifft, werden im Rahmen des PIC 4- 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 Freisetzungen in die Umwelt und zur Zuverlässigkeit der Kreisläufe beitragen, die eine Funktion nach einem Unfall gewährleisten.

## **Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Block 4 von Tricastin war nicht Gegenstand einer Überprüfung im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC).

Darüber hinaus ergaben die im Rahmen des PIC der 4. periodischen Überprüfung des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführten Untersuchungen der Blöcke 1, 2 und 3 keine Abweichungen. Die festgestellten Mängel wurden analysiert, begründet und/oder behoben.

### **2.3. FAZIT ZUR N**

Die im Rahmen des PIC vorgesehenen Untersuchungen werden während der 4. Zehnjahresinspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Untersuchungen Schäden festgestellt, werden diese gemäß den Verfahren behoben. Falls Verdachtsfälle auf Schäden festgestellt werden, werden daraus Konsequenzen für das Instandhaltungsreferenzsystem abgeleitet.

Das PIC ist Teil eines Ansatzes, der darauf abzielt, die Annahmen zu untermauern, dass in Betrieb keine nennenswerten Schäden an üblicherweise nicht überwachten Bereichen aufgetreten sind. Das PIC trägt zur zehnjährigen Konformitätsprüfung der Anlagen bei.

Block 4 von Tricastin war nicht Gegenstand einer Überprüfung im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC).

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die im Rahmen des PIC von Tricastin (betroffene Blöcke 1, 2 und 3) durchgeführten Untersuchungen und Maßnahmen den Nachweis der Eignung für die Fortsetzung des Betriebs der Blöcke des Kernkraftwerks Tricastin für den Zehnjahreszeitraum VD4-VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen untermauern.

**ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS)  
DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON  
UMWELTBEOZOGENEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER  
FLÜSSIGKEITSKONFINEMENT**

## ZUSAMMENFASSUNG

3.	BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON UMWELTBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG	46
3.1.	ZIEL	46
3.2.	REAKTION	46
3.2.1.	ALLGEMEINE ESS-LAGER	46
3.2.2.	SPEZIFISCHE ESS FÜR BLOCK 4 DES KERNKRAFTWERKS TRICASTIN	47
3.2.3.	ESTE IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSINKAPSELUNG IM KERNKRAFTWERK TRICASTIN	47
3.3.	SCHLUSSFOLGERUNG	47

### **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 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 zu analysieren, um ihre Bedeutung im Hinblick auf die geschützten Interessen zu bestimmen;
- Die festgestellten Abweichungen innerhalb einer den Herausforderungen angemessenen Frist bearbeiten;
- Gegebenenfalls diese Abweichungen so schnell wie möglich als bedeutende Ereignisse gemäß den von der ASN festgelegten Kriterien 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<sup>4.</sup> VD nicht behoben waren, sowie die Bearbeitungsmodalitäten und die damit verbundenen Fristen zu ermitteln.

Darüber hinaus bedeutet der Begriff „flüssige Einschließung“, 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. Wenn diese Einschließung nicht mehr gewährleistet ist, 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 identifizieren, die zur Meldung eines ESE im Zusammenhang mit nicht resorbierten Flüssigkeitsfreisetzung nach dem<sup>4.</sup> VD geführt haben, sowie die Behandlungsmodalitäten und die damit verbundenen Fristen zu ermitteln.

#### **3.2. ANTWORT**

##### **3.2.1. Allgemeine ESS-Stufen**

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

- Das generische ESS im Zusammenhang mit dem EC395, das auf das Zusammenwirken des Phänomens des Strömungsanstiegs am Ende der spaltbaren Kolonne der MOX-Stäbe und des Herstellungsstörfalls M2019/11 zurückzuführen ist: Es werden Ausgleichsmaßnahmen umgesetzt oder sind geplant, um die Sicherheitsmargenbilanz zu stärken, bis die untersuchte Anomalie durch dauerhafte Maßnahmen endgültig behoben ist. Zu den festgelegten Abhilfemaßnahmen 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 ASNR.

### **3.2.2. ESS-Berichte speziell für Block 4 des Kernkraftwerks TRICASTIN**

Alle Ereignisse, die zu einer Meldung eines ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben, wurden behandelt.

### **3.2.3. ESE bezüglich des Flüssigkeitssicherheitsbehälters des Kernkraftwerks Tricastin**

Alle Abweichungen im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012, die zu einer ESE-Meldung bezüglich der Flüssigkeitseindämmung für den Reaktor Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin geführt haben, wurden bearbeitet.

### **3.3. SCHLUSSFOLGERUNG**

Die Analyse zeigt, dass alle Ereignisse, die Gegenstand einer Meldung eines sicherheitsrelevanten Ereignisses (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala oder eines umweltrelevanten Ereignisses (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung waren, für den Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin anlässlich seiner Abschaltung VD4 durch materielle oder konzeptionelle Änderungen behoben wurden, mit Ausnahme von:

- eines generischen ESS im Zusammenhang mit der Kumulierung des Phänomens des Strömungsanstiegs am Ende der spaltbaren Säule der MOX-Brennstäbe und des Herstellungsstörfalls M2019/11, für den Übergangsmaßnahmen umgesetzt wurden, bis eine dauerhafte Lösung gefunden ist, um dessen Auswirkungen auf die Sicherheit zu kontrollieren.

## **ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME**

## ZUSAMMENFASSUNG

4.	ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME	50
4.1.	ZIEL	50
4.2.	ANTWORT	50
4.2.1.	ÜBERBLICK ÜBER STROMQUELLEN	51
4.2.2.	KONFORMITÄT DER FUNKTION „RIS-EAS-UMWÄLZUNG“	53
4.2.2.1	Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Umluftbetrieb“	53
4.2.2.2	Präsentation der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfalluntersuchungen des 4. RP 900	55
4.2.2.3	Schlussfolgerung	56
4.2.3.	AKTIONSPLAN BELÜFTUNG (PAV)	57
4.2.4.	ERGÄNZENDE ÜBERPRÜFUNGEN DER SYSTEME	59
4.3.	SCHLUSSFOLGERUNG	61

## 4. ÜBERPRÜFUNG DER SYSTEMKONFORMITÄT

### 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

Der Prozess der regelmäßigen Überprüfung veranlasst EDF, alle 10 Jahre die Sicherheit seiner Anlagen zu hinterfragen und somit die Konstruktionsstudien im Hinblick auf die ausgewählten Analysethemen erneut zu prüfen. Dieser Ansatz stützt sich auf nationale und internationale Erfahrungen aus Ereignissen.

So basiert die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Sicherheitssystemen für Stör- und Unfallsituationen des Reaktorkessels, der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und anschließend auf Unfälle mit Kernschmelze sowie auf 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 Anlagen stützt sich EDF auf mehrere Informationsquellen, nämlich:

- die Entwurfs-ESS, die auf Konformitätsabweichungen oder Planungsabweichungen zurückzuführen sind;
- die Zuverlässigkeitsdaten der Anlagen;
- Die Trendanalyse mit probabilistischen Werkzeugen („Vorläufer“-Ansatz mit den probabilistischen Sicherheitsstudien), die die deterministische Ereignisanalyse 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 im Zusammenhang mit der Kühlung und der Kernsicherung, ergänzt durch wichtige Unterstützungsfunktionen (siehe § 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;
- Überprüfung der Konformität der RIS-EAS-Umluftfunktion;
- 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 Anlagen (Notstromaggregat GeUS, Notstromturbogenerator LLS, Haupt-Diesel-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 auf der Ebene 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 den CPY-Block 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) als Folge der aus den Erfahrungen nach Fukushima resultierenden Änderungen 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 Unterlagen 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 Unterlagen zeigt, dass diese Anforderungen erfüllt sind.

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

Um einerseits die im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung hinzugekommenen 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 (PNPE1167 Band B),
- den Austausch der Motoren der Lüfter der Luftkühler der Dieselmotoren LHP und LHQ (PNRL1823).

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-D] wird EDF mit hoher Zuverlässigkeit die Versorgung aller von jedem Notstromaggregat versorgten Anlagen in allen Situationen der Sicherheitsnachweisführung gewährleisten. 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 baulichen Änderungen am 4. RP 900 zu ermöglichen, verdichtet EDF bestimmte Kabelwege (z. B. durch die Schaffung neuer Verkabelungsachsen mit neuen Kabelkanälen und den dazugehörigen Durchführungen) und errichtet 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 im Rahmen der periodischen Überprüfung.

## **Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine

Besonderheiten auf. [Bilanz des Zustands des Blocks](#)

Die Änderungen:

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

wurden im Block Nr. 4 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 einzuspritzen, 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 Borwasser wird zunächst aus dem Behälter des Aufbereitungs- und Kühlkreislaufs der Becken (PTR-System) entnommen. Sobald dieser Behälter seinen Mindeststand erreicht hat, schalten die RIS- und EAS-Systeme automatisch in den „Umwälzbetrieb“ und saugen das Wasser an, das in den Sammelbecken am Boden des Reaktorgebäudes aufgefangen wird. Diese Betriebsart der RIS- und EAS-Systeme, im Folgenden als „RIS-EAS-Umwälzfunktion“ bezeichnet, wird langfristig genutzt, um die Restleistung aus dem Reaktorkern abzuführen.

##### **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 Lufttaschen in den RIS- und EAS-Rohrleitungen und Analyse des Kavitationsrisikos der 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“, zu den B e t r i e b s erfahrungen, zu möglichen Abweichungen vom Entwurf und zur 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.

Insbesondere:

- Die eingehenden Untersuchungen zum Thema „*Verstopfung von Sumpff-Filtern*“ belegen mit sehr hoher Sicherheit, dass kein Verstopfungsrisiko besteht und dass die Sumpff-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-*Rezirkulation*“ besteht durch Kavitation oder durch das Eindringen 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 in der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ beteiligten Systeme und unterstützenden Anlagen der ersten Ebene umfassend zu identifizieren und deren Konformität hinsichtlich ihrer Sicherheitsanforderungen und ihrer Überwachung im Betrieb nachzuweisen;
  - Auf der Grundlage der vollständigen Liste der identifizierten Ausrüstungen 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 ergaben die durchgeführten Analysen keinen Bedarf an ergänzenden Maßnahmen im Rahmen des 4. RP 900 hinsichtlich der Tranche-Konformitätsprüfung (ECOT), des ergänzenden Untersuchungsprogramms (PIC) oder der Zehnjahresprüfungen (ED).

#### 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 in Bezug auf den für die Ansaugung der ISBP- und EAS-Pumpen erforderlichen Mindestdruck (NPSH) zu konsolidieren,
- die ausreichende Kühlleistung für die 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 geprüft 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 Posten erhebliche Sicherheitsmargen berücksichtigt wurden, sowohl hinsichtlich der Menge an faserigem Schmutz als auch hinsichtlich der Gesamtmenge an Partikelschmutz;
  - Die NPSH-Reserve der ISBP- und EAS-Pumpen auf der CPY-Ebene 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 Kernkraftwerks Bugey;
  - Was die Fähigkeit zur Kühlung der Brennelemente im Rücklauf nach einem APRP betrifft, so weisen die Ende 2020 verfügbaren Ergebnisse der Vollversuche erhebliche Spielräume gegenüber dem Kriterium auf, wenn keine Wärmedämmung vom Typ Microtherm® im nachgeschalteten TSD vorhanden ist und die Menge der Wärmedämmung vom Typ PROTECT1000S begrenzt ist;
  - Die Filter- und Brennstoffversuche 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 die folgenden Änderungen beschlossen, um die Annahmen der 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:
  - o 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 4- RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-I].
  - o 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 Normal-, Stör- oder Unfallbedingungen erforderlichen Ausrüstung 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 4- RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-II].

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4- RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-V] hat EDF seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückführungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Primärkühlmittelverlust aktualisiert. Diese Aktualisierung berücksichtigt die Erkenntnisse aus Filtrationstests, die unter Bedingungen durchgeführt wurden, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.

#### 4.2.2.3 Schlussfolgerung

Die Arbeiten, die auf der CPY-Ebene im Rahmen der Funktionsüberprüfung „RIS-EAS-Rückführung“ und der Folgemaßnahmen der GPO 4- RP 900 durchgeführt wurden, haben mit sehr hoher Sicherheit gezeigt, dass Sicherheitsreserven vorhanden sind und die Systeme und Anlagen, die direkt und indirekt an dieser Funktion beteiligt sind, ordnungsgemäß funktionieren.

Ergänzend dazu und als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4- RP 900 erlassenen Vorschriften:

- hat EDF seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückführungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Primärkühlmittelverlust aktualisiert. Diese Aktualisierung berücksichtigt die Erkenntnisse aus Filtrationstests, 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des

Stillstandszustands auf. Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNRL1946 „Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ „Microtherm®““,
- PNRL1947 „Austausch der Faserisolierungen vom Typ „Protect 1000S“ für Hilfsleitungen mit einem Durchmesser von 50 Millimetern oder mehr, die im Falle eines Bruchs im Hauptprimärkreis Fasern freisetzen könnten“,
- PNRL1954 „Anbringung von Sicherheitsbändern an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters“,
- 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“

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

### **4.2.3. Lüftungsaktionsplan (PAV)**

#### **Allgemeiner Teil: Ebene**

##### **❖ 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“ zu ermitteln, indem Sie so bald wie möglich für alle in Betrieb befindlichen Reaktoren*

- *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 hinsichtlich 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 für die Sicherheit erforderlichen Volumenströme,
- Durchführung der Leistungsprüfungen an einem Pilotblock,
- Analyse der sich daraus ergebenden Entwicklungen durch Vergleich der gemessenen Durchflussmengen mit den für die Sicherheit erforderlichen Durchflussmengen,
- Übertragung der Anpassungen der von den neuen Sicherheitsanforderungen betroffenen Systeme auf den gesamten Park.

## ❖ Ergebnisse der Studien

### Festlegung der für die Sicherheit erforderlichen Luftdurchsätze

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 entsprechenden 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

### Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Diagnose-, Instandsetzungs- und Einstellarbeiten wurden von 2021 bis 2024 am Block 4 von Tricastin durchgeführt und sind zufriedenstellend.

## **4.2.4. 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 daher einen ergänzenden Ansatz zur Auswahl der zu überprüfenden elementaren Systeme definiert. 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 Erfahrungswerte ungünstig sind.

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 Brennelementbeckens.

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 für den 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 hat zu folgenden Schlussfolgerungen geführt:

- die Angemessenheit des Programms für regelmäßige Prüfungen im Hinblick auf die funktionalen Sicherheitsanforderungen der Systeme, die im Status 4. RP überprüft 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 überprüften Systeme genauer zu beschreiben;
- Anpassung der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) an die festgelegten Anforderungen für die überarbeiteten Systeme. Insbesondere hat EDF die Unfallverfahren H4/U3 aktualisiert, um die Einhaltung bestimmter Klassengrenzwerte zu gewährleisten. 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 des Transferrohrs zum Schließen unter Durchfluss“ (PNRL1895) zu berücksichtigen;
- Ergänzende Begründungen zu bestimmten Klassengrenzwerten zwischen seismischen und nicht-seismischen Teilen von Kreisläufen, gegebenenfalls begleitet von Vor-Ort-Überprüfungen der Konformität dieser Schnittstellen mit den für den 4. RP 900 geltenden definierten Auslegungsanforderungen. 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 im 4. RP 900 definierten Anforderungen entspricht.

Diese Arbeiten ermöglichten es für die Systeme in seinem Geltungsbereich:

- die Übereinstimmung des Programms für regelmäßige Prüfungen mit den funktionalen Sicherheitsanforderungen des Referenzrahmens des 4. RP 900 zu überprüfen,
- die Konformität der definierten Anforderungen der EIPS der CPY-Stufe mit dem Referenzrahmen des 4. RP 900 zu überprüfen,
- gegebenenfalls Änderungen am Referenzrahmen der im 4. RP 900 definierten Anforderungen vorzuschlagen, indem die zugehörigen Allgemeinen Betriebsvorschriften in Einklang gebracht wurden.

## Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Palier-

Zustands auf. Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNRL1895 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils der Transferleitung für das Schließen bei Durchfluss“,
- PNRL1933 „Erdbebensicherung der Sodamischleitung“

wurden im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

### **4.3. SCHLUSSFOLGERUNG**

Ergänzend zu den bereits im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Überprüfungen (Stromquellen, RIS-EAS-Rückführungsfunktion, 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 4 umgesetzt, mit Ausnahme bestimmter Maßnahmen aus der Überprüfung „RIS-EAS-Rezirkulation“, die durch Vorgaben der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe geregelt sind.

## **KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG**

## **INHALTSVERZEICHNIS VON KAPITEL 2**

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

ABSCHNITT 2: BELASTUNGEN

ABSCHNITT 3: BRENNBARES WASSER

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN

ABSCHNITT 6: ÜBERGREIFENDE STUDIEN

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES HARTKERNES ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

## **ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE**

## ZUSAMMENFASSUNG

1.	UNFÄLLE OHNE HERZVERSCHLUSS	66
1.1.	ZIELE	66
1.2.	ERFÜLLUNG DER ZIELE	67
1.2.1.	EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLSTUDIEN UNTER BERÜCKSICHTIGUNG DES AKTUELLEN STANDS DES WISSENS	67
1.2.1.1.	Studien im Bereich der Auslegung	68
1.2.1.2.	Studien im ergänzenden Bereich	72
1.2.1.3.	Zusätzliche Studien	77
1.2.1.4.	Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen (EPS) für interne Ereignisse „Kessel“ der Stufe 1	81
1.2.2.	ANSTREBEN VON STUFEN RADIOLOGISCHER FOLGEN, DIE KEINE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERN	84
1.2.2.1.	Neubewertung der radiologischen Folgen „Kessel“	85
1.2.2.2.	Neubewertung der Leistungsfähigkeit der Sicherheitshülle	87
1.2.2.3.	Neubewertung der radiologischen Folgen „außerhalb des Reaktorkessels“	93
1.3.	SCHLUSSFOLGERUNG	95

# **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 Reaktorkessel sowie mit den Bereichen Auslegung und Ergänzung.

### **Ziel Nr. 1: Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien unter Einbeziehung neuer Erkenntnisse**

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

Zu diesem Zweck hat EDF verschiedene Arten von Studien durchgeführt:

- die Untersuchungen zu den Szenarien für die Erstauslegung des Kessels (Bereich Auslegung),
- die Untersuchungen zu den ergänzenden Dimensionierungsszenarien (Ergänzender Bereich),
- zusätzliche Studien, die sich aus besonderen Begründungen zu spezifischen zusätzlichen Szenarien, aus ASN-Anfragen (Übung zur Übertragung des EPR von Flamanville 3 auf die Baureihe 900 MWe) oder Studien zur Untermauerung der für den Sicherheitsnachweis gewählten Annahmen,
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze und zu radiologischen Freisetzungen, die es ermöglichen, ergänzende Maßnahmen zu denen zu identifizieren, 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 in der Größenordnung der Schwellenwerte für die Einleitung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung hinzuwirken, 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 Evakuierung,
- eine effektive Dosis von 50 mSv für die Evakuierung,
- eine äquivalente Schilddrüsendosis von 50 mSv für die Verabreichung von stabilem Jod. Zu diesem Zweck bewertet das 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 DER 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:

- im Reaktorkern und im Brennstoff,
- zum Betrieb der Blöcke,
- die Entwicklung der Sicherheitsanforderungen,
- die Berücksichtigung von Unstimmigkeiten in Studien, die sich auf die Studien der vorangegangenen Überprüfung auswirken. Darüber hinaus konnten sich die Untersuchungsmethoden seit dem 3. RP 900 weiterentwickelt haben:

- entweder um den neuesten Stand der Technik zu integrieren,
- entweder um die am EPR Flamanville 3 entwickelten neuen Methoden zu nutzen, sofern deren Relevanz für die CPY-Generation nachgewiesen war,
- entweder um Sicherheitsmargen wiederherzustellen.

Auf Anfrage der ASN wurden alle Korrekturen an den Studien zum 3. RP 900 berücksichtigt und der ASN mitgeteilt.

### 1.2.1.1. Studien zum Auslegungsbereich

#### Allgemeiner Teil: Lager

##### ❖ 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 Barrieren 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 schwerwiegenderen Zustand,
- die Führung und Aufrechterhaltung der Anlage in einem sicheren Zustand, in dem die drei grundlegenden Sicherheitsfunktionen dauerhaft gewährleistet sind: die Beherrschung der Reaktivität (Unterkritizität des Reaktorkerns), die Ableitung der Restleistung und die Rückhaltung 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 im Zusammenhang 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 Auslegung aktualisiert:

- Unkontrolliertes Abschalten der Regelgruppen beim Anfahren,
- Unkontrolliertes Abschalten der Leistungsregelgruppen,
- Leistungsklasse 2, die der Überprüfung der korrekten Dimensionierung der Reaktorschutzvorrichtungen dient,
- Falsche Positionierung, Herabfallen eines Brennelementbündels oder einer Gruppe von Brennelementbündeln,
- Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure,
- Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses,
- Vollständiger Druckverlust und/oder Auslösung der Turbine,
- Ausfall der normalen Speisewasserversorgung der Hauptkondensatoren,
- 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 Verlust des Primärkühlmittels (APRP) aufgrund eines kleinen Bruchs mit einem Durchmesser von höchstens 2,5 cm,
- Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses,
- Entfernung eines Leistungsregelungsbündels (R1GP),
- Kleiner Riss an der Sekundärrohrleitung,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters,
- Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV) der Kategorie<sup>3</sup>,
- Großer Bruch einer Dampfleitung (RTV) der Kategorie<sup>4</sup>,
- Erheblicher Bruch einer Trinkwasserleitung,
- Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe,
- RTGV der Kategorie<sup>4</sup> (Bruch eines Dampferzeugerrohrs in Verbindung mit einem im geöffneten Zustand blockierten Sekundärventil),
- Auswurf eines Steuerbündels (EDG),
- Falsche Positionierung eines Brennelementbündels im Reaktorkern,
- Unfall beim Umgang mit Brennstoff,
- Unfall beim Umgang mit dem Behälter für abgebrannte Brennelemente,
- APRP Zwischenbruch (APRP BI) der Kategorie<sup>4</sup>.

Die Studien werden nach bewährten Methoden durchgeführt: Entweder werden sie aus dem<sup>3</sup>. 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 Sicherheitsniveau 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 Verbreiterung der zwischen den Brennelementen vorhandenen Wasserspalten, deren neutronische und thermohydraulische Auswirkungen auf die Studien des Auslegungsbereichs bewertet und in die endgültige Sicherheitsmargenbilanz des<sup>4</sup>. 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 Abschaltzustands).
  - Nachspeisung des ASG-Tanks über den JP-Löschwasserkreislauf (PNPP1864): Diese Änderung trägt zur Behebung der Studienabweichung „*Unvollständigkeit der Berechnungsmethode für den ASG-Wasserverbrauch mittels Enthalpiebilanz*“ 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 stillstehenden 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.
  - Überarbeitung des RPN CPY in VD4 (PNPP1838): Diese Änderung wirkt sich im Wesentlichen auf die Untersuchungen aus, die sich auf die Unsicherheiten bei der Rekonstruktion des axialen Leistungsgleichgewichts beziehen.
  - Verallgemeinerung der Hafnium-Absorberbündel im Referenzsystem VD4 900: Diese Änderung dient als Eingangsgröße für Unfallstudien. Sie zielt darauf ab, die Reaktordruckbehälter-Fluenz zu begrenzen (siehe Teil III, Abschnitt 1, § 1.2.2.1).

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

- Weiterentwicklung des SIP-Schutzsystems (PNPP1873): Diese Änderung ermöglicht die Anpassung der durch die Leistungsfähigkeitsstudien der Klasse 2 dimensionierten Schutzfunktionen  $\Delta T_{te}$  und  $\Delta T_{sp}$  sowie des Schwellenwerts BPVA, modifiziert durch die Studie zu RTV 100 % Pn.
- 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 Füllungsdrucks der MOX-Stäbe in den neuen Brennelementen: Diese Änderungen ermöglichen eine komfortablere Sicherheitsmarge hinsichtlich der mit der APRP-BI-Studie verbundenen Brennstoffphänomene.
- Änderung der Alarmdatenblätter, die in der Studie zum unkontrollierten Borsäure-Verdünnungstransient bei Reaktorleistung ausgewertet wurden, sowie Änderung der Verfahren für Störfälle und Unfälle die gemäß dem durch diese Alarmmeldungen ausgelösten Reaktorhandbuch-Stopp durchgeführt wurden, 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 im Rahmen der Studie zum Brennelementausfall zu berücksichtigen.

Was die Studien betrifft, werden in Phase B folgende Ergänzungen vorgenommen:

- für den R1GP-Unfall: den Fall mit verspäteter automatischer Reaktorabschaltung (AAR),
- für den EDG-Unfall: der Fall ohne AAR durch  $d\phi/dt$  und die Anwendung der im Rahmen der Ständigen Reaktorgruppe „Kriterien für die Brennstoffbeständigkeit“ von 2017 definierten Kriterien,
- für den RTV-Unfall bei 100 % Pn, den Fall mit und ohne Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE),
- für den OISS-Transienten, den Fall eines Bruchs an der Schnittstelle der Sicherheitsinjektionsbeanspruchung,
- für den Aspekt der Verformung der Baugruppen 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 folgenden drei Themenbereichen durch:

- In Anwendung der Vorschrift [Étude-B] hat EDF im Rahmen eines experimentellen Ansatzes die Gültigkeit der kritischen Flusskorrelation bewertet, die am Rand verformter Brennelemente verwendet wird. EDF hat das Arbeitsprogramm festgelegt, um die Erkenntnisse aus diesem experimentellen Ansatz zu berücksichtigen, sowie den entsprechenden Zeitplan. EDF hat der ASN im Juni 2021 ein detailliertes Programm der durchzuführenden Testkonfigurationen übermittelt.
- In Anwendung der Vorschrift [Étude-D]: EDF hat Versuche durchgeführt, um die Knickgrenze der Gitter der Brennelemente in einer realistischeren Konfiguration als auf dem bisherigen Prüfstand. Die Ergebnisse wurden genutzt, um das mechanische Verhalten der Brennelemente bei einem Unfall der Kategorie 4 mit Kühlmittelverlust in Verbindung mit einem gleichzeitig auftretenden Erdbeben zu bewerten. Diese Bewertung stellt weder die Kühlleistung des Reaktorkerns noch die Beherrschung seiner Reaktivität durch das Herabfallen der Brennelemente in Frage und veranlasst EDF, die betreffenden Sicherheitsberichte zu aktualisieren, um die entsprechenden Erkenntnisse bei Ablauf der TTS der 5. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generation einzubeziehen.

### ❖ Schlussfolgerung

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass alle Unfallstudien des Auslegungsbereichs unter Verwendung der im Rahmen des Referenzrahmens der 4 RP 900 definierten Annahmen erneut untersucht wurden. Die Einhaltung der Sicherheitskriterien ist für alle durchgeführten Studien gewährleistet.

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

### Zusammenfassung des

### Zustands des Blocks Die

Änderungen:

- PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“,
- Verallgemeinerung der Hafnium-Absorberbündel im Referenzsystem VD4 900,
- Alarmblatt zur Leistungsverdünnung,
- PNPP1864 „Einrichtung einer festen Nachfüllvorrichtung für die Abdeckung des Notstromversorgungssystems der Dampferzeuger ASG durch die Brandschutzsysteme JP\*\*“,
- PNPP1595 „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“,
- PNRL1817 „Weiterentwicklung des Instrumentierungssystems durch Hinzufügen eines Filters zum Durchschnittstemperatursignal (SIP-C)“,

- PNPP1838 „RPN-Modernisierung: Neue RPN-Architektur und -Funktionen (Messung der Kernleistung)“,
- PNPP1873 „Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte“,
- PNRL1829 „Erhöhung des erforderlichen REA-Bor-Volumens – Erhöhung des freien TEP-Volumens“,

wurden vollständig am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNRL1957 „Absenkung der Sperrlinie der Gruppe R infolge der Einbeziehung der Wasserschichten in die Sicherheitsstudien“,
- PNPE1359 „Erhöhung des Drucks in den Akkumulatoren des RIS-Systems“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen an der 4-RP 900 durchgeführt.

Die Änderung PNPP1797 „Einbau eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV)“ wird derzeit im Rahmen eines spezifischen Zeitplans (Inbetriebnahme für 2030 vorgesehen) im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt. 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 Änderung „MOX-Stäbe mit auf 16 bar gesenktem Fülldruck“ wird derzeit im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei eine erste Beladung im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin bei der ersten Abschaltung nach der 4.<sup>ten</sup> Zehnjahresinspektion (voraussichtlich 2025) und einer vollständigen Umsetzung im gesamten Reaktorkern drei Abschaltungen später.

### 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 Ermittlung der ergänzenden Bestimmungen gliedert sich in drei Schritte:

- Identifizierung potenzieller ergänzender Bestimmungen, d. h. der spezifischen Systeme oder Funktionen, die im Sportunterricht der Stufe 1 verwendet werden;
- Identifizierung der mit den potenziellen Anordnungen verbundenen Funktionssequenzen: Jede potenzielle ergänzende Anordnung ist mit einer Gruppe elementarer Sequenzen des Sportunterrichts der Stufe 1 (d. h. die zur Kernschmelze führen);
- Festlegung der ergänzenden Maßnahmen: Dieser Schritt besteht darin, die ergänzenden Maßnahmen zu bestimmen, 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 zu einer Aktualisierung der Liste der DC und CFC. Die Materialien, 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 folgende Tabelle listet die zusätzlichen Betriebsbedingungen auf, die im Rahmen des Zusatzbereichs des 4-RP 900, Phase A, festgelegt wurden, zusammen mit den dazugehörigen zusätzlichen Bestimmungen.

Zusätzliche Betriebsbedingung	Zusätzliche Bestimmungen
Transient mit Ausfall des AAR (ATWS): Kumulierter Totalausfall des normalen Kühlwassers bei mechanischer Blockierung 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
Transienter Zustand 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

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Zusätzliche Bestimmungen
Vollständiger Ausfall der Kältequelle (H1) in RP und AN/GV	Manuelle Absperrung des Rücklaufs der Dichtungen Nr. 1 der GMPP und der Null-Durchfluss-Leitung RCV Versorgung der Wärmetauscher des Schmierkreislaufs der RCV-Pumpen über den RRI des benachbarten Blocks Automatische Absperrung des RCV-Auslasses Manuelle Nachspeisung des ASG-Behälters durch SER mittels Schwerkraft Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung des Primärkreislaufs
Kumulierte Primärleckage bei Ausfall des ISHP im Betrieb	Maximale Kühlung
Primärleck im AN/GV	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Primärleckage in AN/RRA	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Ausfall oder Leckage RRA und Fehlschlagen der automatischen Nachspeisung in API NF (nicht geschlossen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Primärnachspeisung Manuelle Isolierung der Verbindung RRA-RCV Manueller Wechsel in den Rücklaufbetrieb
Vollständiger Ausfall des RIS oder des EAS im Umwälzbetrieb infolge eines primären Lecks in RP, AN/GV und AN/RRA	Gegenseitige Unterstützung durch das ISBP oder das EAS
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Unterstützung durch Einspeisung an den 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 Messungen Manuelle Wiederbefüllung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft
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	Nachspeisung des Primärkreislaufs durch RCV, gespeist vom GUS Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Durchführung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Nachspeisung der ASG-Blase 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 aus RP und AN/GV führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederbefüllung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung im Primärkreis durch die vom DUS gespeiste EAS-ND-Pumpe
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) bei Abschaltung wegen Wartungsarbeiten, Primärkreis nicht ausreichend geöffnet	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

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Zusätzliche Bestimmungen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) bei Abschaltung wegen Wartungsarbeiten, Primärkreis ausreichend offen	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Nachspeisung im Primärkreis Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis durch den RCV des benachbarten Blocks
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) im AN/RRA	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Durchführung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schalttafeln LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH), was zum Auftreten eines Lecks an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Plane durch SER im Schwerkraftbetrieb 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 Nachspeisung der ASG-Membran durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) in AN/RRA	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Durchführung der Generalversammlungen erforderlichen Maßnahmen Manuelle Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im Zustand „Abgeschaltet wegen Wartungsarbeiten“, Primärkreis nicht ausreichend geöffnet	Inbetriebnahme einer Zusatzversorgung 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
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im Stillstand wegen Wartungsarbeiten, Primärkreis ausreichend offen	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Zusatzversorgung im Primärkreis Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis über den RCV des benachbarten Blocks

Zu beachten ist, dass bestimmte ergänzende Betriebsbedingungen materielle Änderungen berücksichtigen, die im 4-RP 900 umgesetzt wurden, insbesondere:

- PNPE1152: Austausch des Not-Turbo-Generators LLS durch den DUS: Diese Änderung sorgt für eine zuverlässigere Notstromquelle, die die Wiederinbetriebnahme einer RIS-Pumpe in den Situationen H3 und DCC-LH;
- PNPP1811: Die in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 beschriebene EAS-ND-Anordnung;
- PNRL1894: Der Austausch der Temperaturfühler der Kaltseite durch Modelle, die für den Einsatz unter verschlechterten Umgebungsbedingungen im Gehäuse qualifiziert und betriebsfähig sind, um deren Nutzung zu ermöglichen bei der Bewältigung von H3- oder DCC-LH-Situationen mit Leckage oder Bruch im Primärkreislauf.

Die wichtigsten konzeptionellen Änderungen, die die Studien zum ergänzenden Bereich betreffen, sind:

- Die Weiterentwicklung der Behandlung 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 Temperaturwert von 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 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:

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

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

### 1.2.1.3. Weitere Studien

#### Allgemeiner Teil: Lagerung

Ergänzend zu den Studien zur Erstauslegung und denen des ergänzenden Bereichs dienen zusätzliche Studien der Verbesserung der Reaktorsicherheit.

#### ❖ Spezifische Nachweise

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 ist es, die Robustheit der Anlage gegenüber diesen physikalischen Phänomenen und Unfallsituationen unter Berücksichtigung der umgesetzten materiellen und betrieblichen Maßnahmen zu bewerten.

Im Rahmen des 4 RP 900 umfassen die spezifischen Nachweise folgende Studien:

- Studien zur Wechselwirkung zwischen Brennstab und Hülle (IPG), die die zulässigen Dauer für den verlängerten Betrieb bei mittlerer Leistung (FPPI) festlegen;
- Studie zum Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels aufgrund eines doppelt aufgeschlagenen Guillotinebruchs (APRP 2A mit A im Rohrleitungsquerschnitt);
- Heterogene Verdünnung im Zusammenhang mit dem APRP „Zwischenbruch“;
- Gleichmäßige Verdünnung durch einen zweifach diskutierten, sauberen Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP).

#### ○ IPG

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

Ziel ist es, einen Ansatz zu entwickeln, der Zyklen abdeckt, bei denen die Anzahl der neu beladenen Brennelemente variiert (sogenannte „variable“ Beladungen) im Hinblick auf das IPG-Risiko und der gleichzeitig mit dem Sicherheitsnachweis vereinbar bleibt. Der Ansatz „IPG-Variabilität“ wird in den IPG-Studien 4<sup>ème</sup> 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 Bruchleistungsbereiche. Die Bilanz der IPG-Sicherheitsmargen wird anhand der lokalen Differenz zwischen der Bruchleistung und der linearen Leistung der 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 <sup>dritten</sup> 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 Reaktorbrand (APRP-2A) unter Verwendung realistischer Annahmen und Methoden. Die in 4 RP 900 ermittelte maximale Hüllrohr-Temperatur in Verbindung mit einer kontrollierten maximalen Hüllrohrverformung ermöglicht die Einhaltung der Kriterien.

#### ○ **Dem APRP BI innewohnende heterogene Verdünnung**

Das Sicherheitsziel dieser Studie besteht darin, sicherzustellen, dass es nach dem Phänomen der inhärenten heterogenen Verdünnung im APRP BI nicht zu einer Rückkehr in den kritischen Zustand kommt. Im Rahmen der EPR-Flamanville-3-Studien wurde ein Ansatz zur Untersuchung des Unfalls aufgrund der inhärenten heterogenen Verdünnung entwickelt und umgesetzt. Die dem APRP BI inhärente heterogene Verdünnung wird mit dieser Methodik auch für den in Betrieb befindlichen Reaktorpark 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 Klarwasserpfropfens 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 Wasserpfropfens 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 Pfropfens.

Zusätzliche Szenarien, bei denen die Anzahl der Pfropfen, die Kinetik des Pfropfeneintrags (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 durchbrochenen Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Primärpumpen-Dichtkreislaufs (CEPP)**

Derzeit läuft ein Studienprogramm, um das Szenario einer homogenen Verdünnung durch einen doppelt durchbrochenen Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Primärpumpen-Dichtkreislaufs (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-Generation bei Ereignissen und Bedienungsverzögerungen gemäß dem Referenzrahmen für den EPR Flamanville 3 zu bewerten, wobei die Regeln für die Untersuchung der Auslegungsbetriebsbedingungen angewendet werden (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 1.2.1.1).

Ziel ist es, anhand von zwei getrennten Teilen zu bewerten:

- das Verhalten der Reaktoren der CPY-Generation im in Betrieb befindlichen Kraftwerk unter Betriebsbedingungen, die bei ihrer Auslegung nicht berücksichtigt wurden, aber im Auslegungsreferenzrahmen EPR Flamanville 3 (FLA3) berücksichtigt werden.
- Die Auswirkungen auf die Reaktoren der CPY-Generation, die sich aus der Berücksichtigung der für die Reaktionszeiten des Bedienpersonals am EPR Flamanville 3 festgelegten Werte auf die 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 sind. Die Verlängerung der Betriebszeit führt zu keinem „Klippeneffekt“.

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

Im Rahmen des <sup>4</sup>. 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 <sup>4</sup>. 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, langfristiger Aspekt**

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

Die Ableitung der Restleistung erfolgt je nach Unfall:

- entweder durch die Sicherheitsinjektion (IS) bei Szenarien wie dem APRP mit mittlerem Bruch,
- entweder durch die Notstromversorgung der Dampferzeuger (ASG) und anschließende Wiederbefüllung des Wassertanks durch die Wasserquelle der Kern-Notstromversorgung (PNPP1714/PNPE1289),
- entweder durch die Inbetriebnahme der offenen Speiseleitung als zusätzliche Notmaßnahme.

Die Primärinterarisierung wird durch das IS für Initiatoren mit nicht intaktem Primär- oder Sekundärkreislauf gewährleistet.

### ❖ **Zugänglichkeit der Räumlichkeiten zur Durchführung der Maßnahmen für die 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 <sup>4</sup>. RP 900 hat EDF den im Rahmen des <sup>3</sup>. RP 1300 entwickelten und von der ASN für die radiologische Umgebung vorgeschriebenen 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 <sup>4</sup>. 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, in diesen Räumen während der erforderlichen Zeit Maßnahmen durchzuführen.

EDF hat die Zugänglichkeitsanalyse für Unfälle des ergänzenden Bereichs mit Auswirkungen auf die thermische Umgebung durchgeführt, um die Zugänglichkeit in diesen Situationen zu bestätigen.

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des <sup>4</sup>. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals überprüft, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls geforderten Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, erforderliche Zeit für den Zugang). Die von EDF im Rahmen der <sup>4</sup>. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse geplanten Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsänderung, um den Einsatz von Selbststeuerungszellen zu ermöglichen, damit die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Änderung in Phase B vorgesehen;

- Umsetzung des Leitfadens für den Strahlenschutz in radiologischen Notfällen spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Rückführungskreisläufe (Unfälle ohne und mit Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in Phase B – Ergänzungen;
- Aktualisierung der Sonderbetriebsvorschrift für schwere Wetterereignisse, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die Vorab-Freigabe der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu beantragen.  
Umsetzung  
geplanter Tag in Phase B – Ergänzungen.

Darüber hinaus wird derzeit eine Lösung auf der CPY-Ebene entwickelt, um zu vermeiden, dass im H3-Zustand bei API-Status NSO auf das Innere des BR zugegriffen werden muss. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der ergänzenden Phase B umzusetzen.

## Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier“-Zustands auf.

### Zusammenfassung des

### Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPP1419 „Einführung eines AAR bei Erdbeben“,
- PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“

wurden am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1189 „Hinzufügung einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers (Dichtkreislauf der Primärpumpen) angesichts der Risiken einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckage“,
- PNPE1442 „Betriebsänderung: Zugänglichkeit – Einsatz von Selbststeuerungszellen zur Betätigung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)“,

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

### **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 <sup>4</sup> 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 EPS 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 Blöcke der CPY-Generation),
- 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 regelmäßige Überprüfung wurde eine neue Version des EPS mit der Bezeichnung „EPS 900 CPY VD4“ erstellt, die einen Reaktor der Baureihe CPY im Zustand VD4 repräsentiert und die neuesten Betriebserfahrungen sowie neue Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage berücksichtigt.

Das EPS 900 CPY VD4 ermöglicht somit eine Bewertung des Kernschmelzrisikos für interne Reaktorereignisse in der Größenordnung von  $3,10^{-6}$  / Jahr.Reaktor. Der Beitrag ist relativ ausgewogen zwischen den verschiedenen Unfallfamilien.

Die vorherrschenden Unfallfamilien 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 sogenannten „Noyau Dur“-Pumpe (PNPP1811), sowie zu einer materiellen Änderung, die darin besteht, die Schütze der Ventilatoren in den Elektroräumen zu ersetzen (PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation);
- Unfälle mit Verlust des Primärkühlmittels (APRP);
- Transiente Zustände in Verbindung mit einem Ausfall der automatischen Reaktorabschaltung (ATWS);
- Transienten im Sekundärkreislauf (TGTA);
- Ausfälle von Niederspannungsstromquellen (PSLBT);
- Ausfälle von Kühlquellen (PSF), die die aktuellsten Erfahrungen hinsichtlich der Auslöser berücksichtigen.

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

- Transienten im Primärkreis (TRCP);
- Brüche an Sekundärrohrleitungen (RTS);
- Brüche an Rohrleitungen des Dampferzeugers (RTGV).

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

- der Austausch der Stromversorgungsschütze für die Ventilatoren in den Elektroräumen (PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation),
- die Isolierung der thermischen Barriere des GMPP (PNPP1371),
- der Austausch des LLS-Turbogenerators durch den Notstromdiesel DUS (PNPE1152),
- die blockübergreifende Notstromversorgung durch Notstromdiesel (PNPE1166),
- die Noyau-Dur-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 (REX) eine Abwärtskorrektur der Häufigkeiten einer Reihe von Auslösern (Ausfall der LH-Schalttafeln durch Gleichtaktstörungen) 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<sup>4</sup> 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Palier-Stand auf.

### Zustandsbericht zum

#### Reaktorblock Änderungen:

- 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“,
- PNPP1371 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der GMPP-Wärmebarriere“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter“,
- PNRL1879 „Ersatz der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Verriegelungsschütze“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

### **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 Vorfall 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 Folgen für 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 R1333-11 des französischen Gesundheitsgesetzbuchs).

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 Interventionswerte definiert, die mit der Umsetzung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung in radiologischen Notfällen verbunden sind:

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

Der mit den ergänzenden Betriebsbedingungen verbundene Dosisgrenzwert für die kurzfristige Phase von Unfällen entspricht dem für Auslegungsunfälle der Kategorie<sup>4</sup> 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 Äquivalentdosis 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<sup>4</sup>. 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, das für die Kategorien 3 und 4 zusammen 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 Verbesserungsmöglichkeiten zur Erreichung des Ziels,
- Neubewertung der Leistungsfähigkeit des Sicherheitsbehälters und Ermittlung relevanter Verbesserungsmaßnahmen in diesem Bereich,
- Überprüfung der radiologischen Folgen „außerhalb des Reaktorkessels“ (BAC).

#### **1.2.2.1. Neubewertung der radiologischen Folgen „innerhalb des Reaktorkessels“**

## **Allgemeiner Teil Stufe**

### **❖ 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 von der ASN angesichts der Ergebnisse der generischen Phase des 4. RP 900.
- 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 den RTGV der Kategorie 4, einem Unfall mit den schwerwiegendsten radiologischen Folgen im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Unfälle ohne Kernschmelze. Sie hat nämlich einen direkten und proportionalen Einfluss auf die Schilddrüsendosen und in geringerem Maße einen direkten Einfluss auf die effektiven Dosen. Dadurch werden die radiologischen Folgen begrenzt, die mit der während des RTGV4-Unfalltransienten freigesetzten Primärwassermenge verbunden sind, sodass die Notwendigkeit von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung vermieden werden kann.

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 Meteorologie und ihrer Variabilität nach einem statistischen Ansatz würde einen erheblichen Gewinn hinsichtlich der Dosen für den Unfall von RTGV4 ermöglichen.

Darüber hinaus sollen 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, folgende Maßnahmen ergriffen werden:

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

Insgesamt führt die Senkung von 150 auf 80 Bq/t zu einer Verringerung der äquivalenten Dosis an der Schilddrüse um etwa 50 %.

❖ **Schlussfolgerungen**

Was die radiologischen Folgen betrifft, so liegen die für die Sicherheitsstudien im Bereich der Auslegung und der ergänzenden Studien 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten gegenüber dem Palier-Zustand auf, bei dem die Blöcke mit Dampferzeugern vom Typ RU 55/19 ausgestattet sind.

### Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen in der Dokumentation:

- „Senkung der Spezifikationen für das Jod-131-Äquivalent auf 100 GBq/t“
- „Senkung der Spezifikationen für Jod-131-Äquivalent auf 80 GBq/t“
- „Änderung des Transientenverhaltens von RTGV4“

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt.

Die Änderung PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“ wurde im Block 4 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 hat vor mehr als 10 Jahren ein Arbeitsprogramm zur Problematik der *„Lebensdauer der Sicherheitsbehälter“* gestartet. Dieses ist Gegenstand regelmäßiger Präsentationen vor der ASN. Für die Baureihe CPY 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 validieren:

- die Einhaltung der Funktionskriterien im Störfall:
  - Überprüfung, ob der im Reaktorbehälter während eines APRP oder einer RTV erreichte Maximaldruck unter dem Auslegungsdruck (5 bar absolut) liegt, was die Einhaltung der funktionalen Kriterien für die Festigkeit und Dichtheit des Reaktorbehälters im Störfall gewährleistet;
  - Überprüfung, dass die während eines APRP oder einer RTV erreichten maximalen Drücke und Taupunkttemperaturen unter dem Qualifizierungsprofil der Ausrüstung unter Unfallbedingungen 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.
- Die Funktionsfähigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters.

## **Untersuchung der Druck- und Temperaturverhältnisse im Reaktorbehälter im Störfall**

Anhand der APRP- und RTV-Transienten werden die freigesetzten Massen und Energien (MEL) im Sicherheitsbehälter bestimmt, die als Eingangsdaten für die Untersuchungen zur Standfestigkeit des Sicherheitsbehälters 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 Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter kommen zu dem Schluss, dass die Kriterien erfüllt sind.

Zudem wird der maximale Unterdruck im Sicherheitsbehälter im Normalbetrieb infolge einer unbeabsichtigten Auslösung der Behälterberieselung ermittelt. Dies ermöglicht die Überprüfung der Einhaltung des bei der Auslegung berücksichtigten maximalen Unterdrucks.

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

Im DAPE werden ebenfalls 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 im Anschluss an das 3. RP 900 durchgeführten Studien und Maßnahmen zu Korrosionsproblemen und pathologischen Phänomenen gelten weiterhin für das 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 Erfahrungen zeigen, dass im Hinblick auf den weiteren Betrieb der Reaktoren 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 Problematik der Korrosion der metallischen Dichtungshaut basiert auf den gewonnenen Informationen über den Zustand der metallischen Haut bei:

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

- 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, Dickenmessungen an den Blechen der Metallhaut der Kuppel und Überwachung des oberen Teils der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech, bei der keine betriebsbedingten Schäden festgestellt wurden, die die Instandhaltung der Sicherheitsbehälter in Frage stellen könnten;
- die Durchführung einer ergänzenden Untersuchung der von Korrosion betroffenen Bereiche, die zu dem Schluss kommt, dass die Integrität der Metallhaut nicht durch die korrodierten Bereiche beeinträchtigt ist, und zwar für alle untersuchten Konfigurationen gilt;
- 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 Alterungsmechanismus dar, der die Dichtungsfunktion des Sicherheitsbehälters 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 5 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 <sup>dritten</sup> Sicherheitsbarriere während der Unfallphasen der Rückführung in die Sumpfbecken.

Bei den regelmäßigen Dichtheitsprüfungen der <sup>dritten</sup> Sicherheitshülle weist EDF nach, dass diese Doppelmäntel dicht sind und ihre Funktion als Erweiterung der <sup>dritten</sup> Sicherheitshülle erfüllen.

Im Rahmen des <sup>4</sup>. 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 PBMP für alle Stufen sehen bei jedem Stillstand zum Nachfüllen das Öffnen der Entlüftung 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 <sup>4</sup>. 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 <sup>4</sup>. RP 900 hat EDF die Definition der Ausdehnung der <sup>dritten</sup> 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 <sup>dritten</sup> Barriere, die durch das Gebäude gebildet wird;
  - Sie können vom Inneren des Sicherheitsbehälters aus über die Grenzen der <sup>dritten</sup> 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 <sup>dritten</sup> Barriere bilden, berücksichtigten Störfallsituationen sind die im Rahmen des Nachweis der nuklearen Sicherheit untersucht wurden: die Auslegungsbetriebsbedingungen, die Bedingungen des ergänzenden Bereichs und die Unfallsituationen mit Kernschmelze, für die materielle oder betriebliche Vorkehrungen festgelegt wurden.

Die Anforderungen an die Kreisläufe, die zur Erweiterung der <sup>dritten</sup> Barriere gehören, ergänzen die Auslegungsanforderungen für den Sicherheitsbehälter und sein Isolationssystem sowie für die mit dem Sicherheitsbehälter verbundenen Sicherheitssysteme. Für alle Ausrüstungen der Erweiterung der <sup>dritten</sup> Barriere, die zur Minderung von Auslegungsunfällen oder Unfällen des ergänzenden Bereichs erforderlich sind, gilt die Anforderung der äußeren Dichtheit. Für Ausrüstungen, die sich an der Grenze der Erweiterung der <sup>dritten</sup> 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 <sup>dritten</sup> Barriere fallen, müssen ebenfalls diese Anforderungen erfüllen.

Ergänzend dazu wurden im Rahmen des <sup>4.</sup> 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 Sicherheitsnachweis demonstration nicht erforderlich sind, aber das aktive Medium gemäß den Unfallprozeduren, einschließlich derjenigen, die von den für den Reaktorbetrieb zuständigen Teams auf Anforderung des Krisenstabs durchgeführt werden, 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, ob die Dichtheit der TAM-Dichtungen nicht beeinträchtigt ist, und somit die Verfügbarkeit der Einschlussfunktion zu gewährleisten. Eine Analyse der Daten aus dem REX der durchgeführten Kontrollen hat die Angemessenheit der zur Überprüfung der Dichtheit des TAM eingesetzten Kontrollen bestätigt.

### ❖ **Überwachungssystem für die Sicherheitshülle**

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4- RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-E] hat EDF für jeden Reaktor der 900-MWe-Baureihe die definierten Anforderungen an das Betriebsüberwachungssystem für die Leckagerate des Sicherheitsbehälters (SEXTEN) festgelegt, die der IPS-NC-Klassifizierung der wesentlichen Sensoren entsprechen, die in die Ermittlung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters einfließen. Die Umsetzung dieser festgelegten Anforderungen führt zur Einführung regelmäßiger Prüfungen an eben diesen Sensoren sowie zu folgenden dokumentarischen Änderungen:

- Aktualisierung des Sicherheitsberichts;
- Erstellung einer Wartungsregel;
- Aktualisierung der Regel für Nicht-RGE-Prüfungen;
- Erstellung eines Leitfadens zur Beschreibung der Modalitäten für die Überwachung der Leckage des Reaktorbehälters beim Wiederanfahren und Verweis auf diesen Leitfaden im Nachweisdokument der Sicherheitstechnischen Maßnahmen (STE) der betroffenen Blöcke.

## Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Lagerzustands auf.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

EDF hat eine Kampagne zur Sichtprüfung der mit Schutzkappen versehenen Durchführungen durchgeführt, um etwaige Korrosionserscheinungen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, zu erkennen und deren Gefährlichkeit zu bestimmen:

Die Bilanz für die 18 untersuchten Durchführungen lautet wie folgt:

- 6 Durchführungen ohne Korrosion,
- 10 Durchführungen mit Rostblüten,
- 2 Durchführungen mit mäßiger Korrosion,
- keine Durchführungen mit starker Korrosion.

Die durchgeführten Kontrollen zeigen insgesamt einen guten 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 4 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 im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

### **1.2.2.3. Neubewertung der radiologischen Auswirkungen „außerhalb des Reaktorkessels“**

#### **Allgemeiner Teil: Maschinenraum**

In Anlehnung an den 3. RP 1300 hat EDF die Auslegungsfälle und -einschläge für die BAC-Gebäude analysiert, um sicherzustellen, dass die möglicherweise daraus resultierenden radiologischen Folgen im Hinblick auf die von den Behörden festgelegte Interventionsschwelle für die Evakuierung der Bevölkerung akzeptabel sind, d. h. 10 mSv als effektive Dosis.

Die wichtigsten Regeln für diesen Nachweis lauten wie folgt:

- Ereignisse, Störfälle oder Einwirkungen in den BAC, die den Kesselprozess nicht betreffen, werden im Hinblick auf die radiologischen Folgen untersucht, indem die Sicherheitsfunktion der des Containments;
- 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 so geringen Exposition gegenüber ionisierender Strahlung führen, wie vernünftigerweise möglich ist;
- Es werden Rahmen-Szenarien definiert, um Stör- oder Unfallsituationen zu ermitteln 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 Hüllszenario (großflächiger Brand im BAC) berechnete Dosis weit unter dem Kriterium von 10 mSv effektiver Dosis.

Das Betriebshandbuch für BAN, BAC und BTE zur Entsorgung nuklearer Abfälle ergänzt die Auslegungsvorschriften durch Betriebsvorschriften und trägt zur Einhaltung der Sicherheitsanforderungen bei. Dieses Handbuch trägt insbesondere zur Begrenzung der aus der Lagerung der 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 zur Verhinderung von unbeabsichtigten Freisetzungen und Leckagen beitragen, die in die Umwelt gelangen könnten.

Nach Abschluss der Untersuchung zur Sicherheitsüberprüfung der BAC-CPY-Anlagen 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 Reaktordruckbehälter zu gewährleisten.

## **Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

### Zusammenfassung zum Zustand des Reaktorblocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin.

### 1.3. SCHLUSSFOLGERUNG

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 Transienten und den für den Auslegungsbereich des EPR Flamanville 3 festgelegten 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	98
2.1	ZIELE	98
2.2	ERFÜLLUNG DER ZIELE	99
2.2.1	SICHERSTELLUNG DER ROBUSTHEIT DER ANLAGEN BEI DEN IM RAHMEN DER ÜBERPRÜFUNG NEU BEWERTETEN BELASTUNGEN SOWIE GEMÄSS DEN INTERNATIONALEN EMPFEHLUNGEN (WENRA)	99
2.2.1.1	Brand	102
2.2.1.2	Interne Explosion	110
2.2.1.3	Wasserschäden im Innenbereich, Defekte an Rohrleitungen sowie Defekte an Behältern, Pumpen oder Hochdruckventilen	122
2.2.1.4	Externe Überschwemmung	127
2.2.1.5	Erdbeben	131
2.2.1.6	Kollisionen und herabfallende Lasten	135
2.2.1.7	Interne elektromagnetische Störungen (EMI)	140
2.2.1.8	Große Hitze	142
2.2.1.9	Extreme Kälte	146
2.2.1.10	Einwirkungen der Kaltquelle	149
2.2.1.11	Starke Winde und durch starken Wind verursachte Geschosse	152
2.2.1.12	Tornado	154
2.2.1.13	Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMI)	155
2.2.1.14	Schnee	157
2.2.1.15	Risikomanagement in der Industrie	158
2.2.1.16	Risikomanagement im Luftverkehr	161
2.2.1.17	Ergänzende Studien	163
2.2.2	ANSTREBEN EINES RISIKOS FÜR EINE KERNFUSION, EINSCHLIESSLICH EINER HÄUFIGKEIT VON ETWA $10^{-5}$ PRO JAHR.REAKTOR	167
2.2.2.1	EPS Brand	168
2.2.2.2	EPS Interne Explosion	171
2.2.2.3	EPS Interne Überschwemmung	172
2.2.2.4	EPS Externe Überschwemmung	173
2.2.2.5	EPS Erdbeben	174
2.2.2.6	Gesamtüberarbeitung EPS	175
2.3	SCHLUSSFOLGERUNG	177

## 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. Dies führt zu den folgenden zwei Zielen:

#### **Ziel Nr. 1: Sicherstellung der Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Störfallniveaus 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 während des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, den Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen.

Ziel ist es, im Falle eines Angriffs 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 wirtschaftlich vertretbar ist.

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 Gesamt-Kernschmelzrisikos (RFC), das Störfälle von etwa<sup>10<sup>-5</sup></sup> / Jahr einbezieht.Reaktor**

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 Anwendungsbereich der EPS auf den Bereich interner und externer Einwirkungen ausgeweitet. EDF hat probabilistische Sicherheitsstudien der Stufe 1 zu folgenden Einwirkungen durchgeführt:

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

## **2.2 REAKTION AUF OBJEKTIVE**

### **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 im Zusammenhang mit dem Klimawandel.

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, Emissionen gefährlicher Stoffe) 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 zu einer Konkretisierung der Anforderungen durch neuer Kapitel zu Störfällen im Sicherheitsnachweis,
- die Einbeziehung der seit dem 3. RP 900 gewonnenen Erfahrungen (Betrieb, Wissensfortschritt), 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 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 Ausrüstungen<sup>1</sup> 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 Auslegungsunfälle der Kategorie 4 definierten Freisetzungskriterien eingehalten werden.

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

EDF hat diesen Ansatz für bestimmte Einwirkungsfälle durch ein Verfahren ergänzt, das darauf abzielt, die hohe Zuverlässigkeit der in den Einwirkungsstudien bewerteten 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 Einwirkungsarten 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) angewendet.

#### 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 und von 35 Minuten für Maßnahmen in den anderen Gebäuden.

Für jede Referenzstörungssituation wurde eine Sensitivitätsstudie für eine Reaktionszeit des Bedieners im Kontrollraum von 30 Minuten durchgeführt, um das Fehlen *eines* „*Klippeneffekts*“ zu überprüfen.

Schließlich führte EDF eine Sensitivitätsanalyse für eine Reaktionszeit des Bedieners von 1 Stunde vor Ort bei den als besonders sensibel identifizierten Konfigurationen durch.

---

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

### Zielwerte für jährliche Eintrittswahrscheinlichkeiten unter $10^{-4}$ bei klimatischen Einwirkungen:

Ende 2014 wurde in den WENRA-Referenzwerten ein neues Kapitel speziell für natürliche Einwirkungen geschaffen. Der Referenzwert T4.2 verlangt insbesondere die Berücksichtigung einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$  bei der Festlegung der Referenzwerte 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  $10^{-4}$  entspricht. Diese Schätzung ist einfach, wenn historische Daten vorliegen und sich die Bedingungen kaum ändern: Dies ist der Fall bei externen Überschwemmungen, Erdbeben, Niedrigwasser und Tornados. Komplexer ist es bei anderen externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs, die in einigen Fällen die Anwendung eines spezifischen Ansatzes erforderten, um, sofern notwendig, Gefahrenniveaus zu bestimmen, die deutlich über den für die Dimensionierung 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 Risikograd führt, der mit dem WENRA-Zielwert für eine zehntausendjährige Wiederkehrperiode vergleichbar ist. Dieser Ansatz wurde für die folgenden Einwirkungen angewendet: Starkwind, Hitzewelle und Kälteeinbruch.
- Das Referenzniveau für das 4. RP 900 bei den Einwirkungen Erdbeben, externe Überschwemmung, Einwirkungen der Kühlquelle, Blitzschlag und Tornado entspricht den WENRA-Erwartungen. Die am Palier CPY zeigen die gute Robustheit der Anlagen gegenüber den Einwirkungen Hitzewelle und extreme 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 Vorgehensweise 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 die Anlagen bezieht, bei denen eine Schneeräumung erforderlich ist, um die Robustheit der Anlagen bei Gefahrenstufen, die über die Auslegungswerte

hinausgehen. Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels auf die

### Anlagen:

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

EDF hat daher einen Ansatz zur Berücksichtigung des Klimawandels bei natürlichen äußeren Einflüssen entwickelt, der im Zusammenhang mit der regelmäßigen Veröffentlichung der Berichte des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC) umgesetzt wird und darauf abzielt:

- die klimatischen Gefahren zu identifizieren, deren Entwicklung plausibel oder sicher ist, was zu einer Aufwärtskorrektur des Referenzgefahrenniveaus führen könnte,
- die Überwachung der Erreichung von Kriterien, 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 Klimarisikostufen 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 <sup>4</sup> RP 900 durchgeführten Belastungsstudien.

Der weitere Verlauf dieses Abschnitts ist der Darstellung der Ergebnisse der Studien zu den verschiedenen im Rahmen des <sup>4</sup> 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 <sup>4</sup> 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).

Der Schutz vor Brandrisiken ist von Anfang an in die Auslegung der Blöcke der Baureihe 900 MWe integriert. Die Umsetzung des „PAI“ (Brandschutzplan) hat EDF bereits zu einer erheblichen Verstärkung der Brandverhütung, -erkennung und -bekämpfung in allen Blöcken geführt, sowohl in materieller als auch in organisatorischer Hinsicht.

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 der <sup>3</sup> RP 900 Änderungen vorgenommen, insbesondere nach Abschluss der Studien zur Bewertung der bestehenden Sicherheitsmargen (zusätzliche 10 Minuten Sicherheitsmarge im Vergleich zur Auslegung im Zustand der <sup>2</sup> 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 <sup>3.</sup> RP 1300 einerseits einen F&E-Ansatz verfolgt, der in einem der ASN vorgeschlagenen Maßnahmenprogramm mündete. Andererseits hat EDF 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 Anweisung des <sup>3.</sup> RP 1300 ergeben, werden im Rahmen des <sup>4.</sup> 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 könnte, ist ein Änderungsprogramm vorzulegen.

Im Anschluss an die GPO des <sup>4.</sup> RP 900 formulierte die ASN zusätzliche Anforderungen bezüglich der internen Einwirkung „Brand“. EDF ergänzte daraufhin die Verbesserungsziele der Studien und integrierte in sein Arbeitsprogramm zur Sicherheitsüberprüfung des <sup>4.</sup> RP 900 Weiterentwicklungen zu folgenden brandbezogenen Themen:

- Begründung der Sektorisierung nach Ansätzen aus dem EPR,
- Auswirkungen von Brandrauch,
- durch den Brand verursachte Druckeffekte,
- Wiederentzündung von Restinhalationsgasen in den Lüftungskanälen,
- Verschärfungsfaktor für den Brand,
- Empfindlichkeit gegenüber Bediener-Verzögerungen,
- 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 im Brandfall), die auf den EPR angewendet wurde, hat EDF im Rahmen des <sup>4.</sup> RP 900 eine neue Methode namens PEPSSI (Bewertungsprinzip für die Eignung von Brandabschnittselementen) entwickelt, um die Robustheit der Elemente der Brandschutzbereiche des in Betrieb befindlichen Parks zu überprüfen.

Diese Methode wird bei den Schutzvorrichtungen gegen gemeinsame Verkabelungsmodi in allen Sicherheitsbrandräumen, bei den Brandabschnittselementen an den Grenzen der Sicherheitsbrandzonen sowie in den Räumen der Brandräume mit hohem Sicherheitsrisiko 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“) und PFG (Räume mit „Möglichkeit eines großflächigen Brandes“) überprüft.

#### ➤ **Auswirkungen von Brandrauch**

Die von EDF seit Anfang der 2000er Jahre verfolgten Untersuchungen zu den Risiken von Betriebsstörungen an Anlagen durch Rauchgase führten zur Entwicklung eines speziellen Prüfstands („MAFFE“) und eines dazugehörigen Testprotokolls.

Nach dem derzeitigen Stand des Wissens sind die Auswirkungen von Rauch nach wie vor ein komplexes Phänomen, das EDF zu folgenden industriellen Entscheidungen veranlasst hat:

- Im Rahmen der deterministischen Brandstudien des 4. RP 900 berücksichtigt EDF die durch Brandrauch verursachten Auswirkungen auf die empfindlichsten Anlagen (elektronische Geräte). Diese Auswirkungen werden durch die Festlegung von Kriterien (Temperatur, Vorhandensein von Ruß, 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 Entwicklungsaktivitäten zu diesem Thema fort.

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

#### ➤ **Durch den Brand verursachte Druckeffekte**

Ergänzend zu den Studien zur Begründung der Brandabschnittsbildung wird für die Brandschutzräume 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 der 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 den 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 Restinbränden durch die Lüftungskanäle auf der CPY-Ebene 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 den 4 RP 900 sind 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 der H<sub>2</sub>-Absperrventile 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 Ölreserven auszuschließen (PNPP1232).

#### ➤ **Anwendung des erschwerenden Faktors**

Gemäß 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 Analyseansatz umgesetzt.

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 [AGR-E-I] hat EDF geeignete Betriebsvorschriften definiert und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Brandlasten und zur Begrenzung von Arbeiten, die einen Brandausbruch verursachen könnten, in den folgenden Räumlichkeiten:
  - Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Lagerbecken beiträgt;
  - Räumlichkeiten, deren Unterteilung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagers führt.
- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-II] wird EDF unabhängig von deren Zuverlässigkeit diejenigen Brandschutzmaßnahmen identifizieren, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze aufgrund des Ausfalls der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlmittelvorrichtungen für das Brennelementlagerbecken führt. EDF wird Maßnahmen zur Verringerung des Ausfallrisikos dieser Einrichtungen umsetzen und die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen festlegen. EDF führt insbesondere eine Änderung ein, die darauf abzielt, Alarmvorrichtungen an kritischen Türen zu installieren, um sicherzustellen, dass diese Türen geschlossen bleiben (PNPE1337).

Anwendung eines erschwerenden Faktors	Zusammenfassung der Studien
<b>Brandschutzklappen und brandmeldergesteuerte Türen</b>	<p>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.</p> <p>Der Ansatz besteht daher darin, unter diesen Bedingungen zu überprüfen, ob die Folgen des Brandes die Ablehnungskriterien für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 nicht überschreiten.</p> <p>Die Auslegungsstudien, die einen erschwerenden Faktor bei den Brandschutzklappen und den an die Brandmeldeanlage gekoppelten Türen 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.</p> <p>Für den 4-RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.</p>
<b>Ortsfeste Löschanlagen</b>	<p>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.</p> <p>Die Zugänglichkeit und Bedienbarkeit dieser Einrichtungen (Ventile) vor Ort wurde 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.</p> <p>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.</p> <p>Für den 4-RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.</p>
<b>Feuerlöschpumpen</b>	<p>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.</p> <p>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.</p> <p>Für den 4-RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.</p>

Für den Sonderfall eines Ausfalls der statischen Anlagen:

Anwendung eines Verschärfungsaktors	Zusammenfassung der Studien
<p><b>Passive Brandabschnittsanlagen</b></p>	<p>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 installiert EDF „Tür offen“-Alarmvorrichtungen, um sicherzustellen, dass sie geschlossen bleiben. Diese Vorrichtungen sind Gegenstand der Änderung PNPE1337.</p> <p>Darüber hinaus wurden weitere passive Bereichsgrenzen als sicherheitsrelevant identifiziert.</p> <p>Diese Einrichtungen werden im Betrieb alle mit der höchsten Prioritätsstufe behandelt, d. h. wie Brandabschnittselemente, die sich zwischen gegenüberliegenden Gleisen befinden.</p>
<p><b>Ortsfeste Löschanlagen</b></p>	<p>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 Löschesystem ausgestattet ist, eine unzureichende Brandabschnittsbildung aufweist, wenn das ortsfeste Löschesystem in diesem Raum nicht berücksichtigt wird.</p>

➤ **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 „Brandrisikokontrolle auf der CPY-Ebene“ durchgeführte technische Änderung (PNPP1092) zur Automatisierung der Sprinkleranlage in den RCV-Räumen es ermöglicht, diese Räume aus der Analyse auszuschließen.

➤ **Ausgestaltung der Brandschutzentscheidung**

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 Planung, 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 an die 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 Meldeausrüstung (PNPP1196) SMS-konform;
- Was die aktive Brandabschnittsbildung betrifft: Die Brandschutztüren und Brandschutzklappen sind SMS-sicher;
- In Bezug auf die ortsfesten Löschanlagen:
  - ist die konventionelle Insel ohne Änderungen gegen SMS robust;
  - Die Kernkraftwerksinsel (im Inneren des Reaktorgebäudes) ist ohne Änderungen gegen das SMS robust;
  - Der Kernkraftwerksbereich (außerhalb des Reaktorgebäudes) wird nach der Umsetzung der Änderung PNRL1990 (Erhöhung der Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP\* außerhalb des Reaktorgebäudes) gegen 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 Elektrikgebäude (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, die darauf abzielt, 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 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 hat EDF für Brände in Schaltschränken einen Brandausbreitungskoeffizienten 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 die gegebenenfalls zu treffenden Maßnahmen fest, um das Risiko eines Verlusts der Brandabschnittsbildung in diesen Räumen zu begrenzen, sowie den entsprechenden Zeitplan.“

#### ❖ **Schlussfolgerung**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Änderungen eingeführt, insbesondere durch die verbesserte Berücksichtigung der Brandauswirkungen in 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 Änderungen zu identifizieren, die erforderlich sind, 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

#### ➤ **Überprüfung der Widerstandsfähigkeit der Brandschutzausrüstung gegenüber einem erhöhten Sicherheitsbeben**

Der Reaktorblock (außerhalb des Reaktorgebäudes) ist gegen das SMS robust. Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin ist von der Umsetzung der Änderung PNRL1990 „Robustheit des Brandbekämpfungsnetzes JP\* außerhalb des Reaktorgebäudes gegenüber einem erhöhten Sicherheitsbeben“ nicht betroffen.

#### ➤ **Begründung für die Sektorisierung**

Für den Standort Tricastin wurden die Studien zur Anpassung der PEPSSI-Methode (PNRS1012) an die Sektorenelemente im Dezember 2022 abgeschlossen. Sie ermöglichten insbesondere die Ermittlung der Änderungen, die an den Sektorenelementen vorgenommen werden müssen, 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 für Räume mit RCV-Pumpen“,
- PNPP1196 „Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage“,
- PNPP1232 „Einbau von Sprinkleranlagen in den TEG-Kompressorräumen der CPY-Ebene“,
- PNPE1216 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der SEBIM-Ventilsteuerung im Brandfall“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1277 „Brandschutz für Kabel“,
- PNPE1302 „Beseitigung von Gleichtaktstörungen und Reduzierung der Brandlasten vom Typ PFG/PFL bei Kabeln durch Umwickeln“,
- PNPE1393 „Ansteuerung des H2-Ventils bei JDT-Erkennung (Gefahr eines brennenden Strahls)“,
- PNRL1925 „Brandrisikomanagement durch Berücksichtigung neuer Brandlasten“,
- PNPE1420 „PEPSSI – Austausch von Brandschutztüren“,
- PNPE1444 „Passiver Brandschutz – Behandlung von Durchführungen und Fugen“,
- PNPE1405 „Änderung des Brandschutzes in SDP nach PEPSSI-Studien“,
- PNRS1012 „Anwendung der PEPSSI-Methode im BR CPY“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 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 umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens in Phase B vorgesehen ist.

### **2.2.1.2 Interne Explosion v**

#### **Allgemeiner Teil „Palier“**

##### **❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Das angestrebte Ziel ist es, den Schutz der Anlage vor der Gefahr einer internen Explosion zu gewährleisten. Dieser Ansatz wurde erstmals im Rahmen des 3. RP 900 umgesetzt. Seitdem fließen die Schlussfolgerungen der abschließenden GPR des 3. RP 900 ein.

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 Reaktionszeiten des Bedienpersonals – 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 Brandsektoren berücksichtigt,
- die Ergebnisse der Untersuchung des <sup>3</sup> 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 Reaktorblock basiert auf dem Vorhandensein von Wasserstoff führenden Kreisläufen und Batterien (Wasserstoffherstellungsverfahren, insbesondere im Ladezustand), die als einzige Quellen angesehen werden, die im 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 Eingriffe durch organisatorische Vorkehrungen abgedeckt sind,
- die im Reaktorblock vorhandenen Transformatoren und Leistungsschalter kein Öl enthalten. 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 <sup>Besonderheiten</sup> verlaufen<sup>2</sup>.

Die Zusammenfassung der Studien wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

Die Studien zur Unterstützung des <sup>4</sup> 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 Bedienerverzögerungen. Diese Studien berücksichtigen alle Erkenntnisse aus den vorangegangenen Überprüfungen,

<sup>2</sup> Beispiele für Besonderheiten in einem Rohrleitungssystem: ein Ventil, eine nicht verschweißte Verbindung zwischen zwei Rohrleitungsabschnitten.

die Anweisung des GPO zum 4 RP 900 sowie die spezielle Anweisung zum Thema Explosion im Rahmen des 4 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 vollständigen Rohrbruch und damit zu einer Freisetzung von Wasserstoff führen: der RTHE (Hochenergie-Rohrbruch) und Erdbeben. Die fehlerhafte Demontage von Sonderkonstruktionen wurde ebenfalls als potenzieller Auslöser identifiziert.

Für die Kreisläufe geltende Konstruktionsanforderungen

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

- Dichtheit durch konstruktive Maßnahmen (vorrangige Verwendung von Membranventilen, Schweißverbindungen, Überwachung im Betrieb und angepasste Wartung),
- geerdete Kreisläufe und Materialien,
- außerhalb des BR: systematische Überprüfung der Integrität bei Erdbeben (einschließlich Erdbebenereignissen) und nach dem Bruch von Hochdruckrohrleitungen (Peitschenwirkung).

Es ist anzumerken, dass Halterungen hinzugefügt oder modifiziert wurden, um die Erdbebensicherheit zu gewährleisten, und dass im Rahmen des 3. RP 900 Anti-Peitschen-Rahmen installiert wurden.

Geltende Auslegungsanforderungen für Räume

Die für Räume geltenden Präventionsmaßnahmen, in denen Wasserstoffkreisläufe mit den für den Sicherheitsnachweis erforderlichen Besonderheiten verlaufen, ermöglichen es, das Risiko der Bildung einer entzündlichen Wolke zu begrenzen:

- Vorhandensein einer mechanischen Belüftung,
- Begrenzung der Toträume in den Räumlichkeiten und Anlagen,
- Vorhandensein einer Wasserstoffdetektion (außerhalb von BR),
- Einbau von Geräten und Anlagen der ATEX-Kategorie (geeignet für explosionsgefährdete Bereiche) in den gefährdeten Räumen.

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

#### Ausgestaltung der Konstruktionsanforderungen

Im Rahmen des <sup>3</sup> RP 900 wurden Änderungen vorgenommen, um die Freisetzung von wasserstoffhaltigen Abgasen in den BAN-Räumen zu begrenzen oder sogar zu unterbinden.

Im Rahmen des <sup>4</sup> RP 900 sind angesichts dieser Konstruktionsanforderungen keine weiteren 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 <sup>3</sup> 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 <sup>4</sup> 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 speziellen Überprüfungsverfahren, da die Auslegung, die Betriebs- und Installationsmaßnahmen des BR so beschaffen 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) in einem bestimmten Raum der ungeraden Blöcke. 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 H<sub>2</sub>-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 zu den mit dem Explosionsbereich in Verbindung stehenden Brandräumen gehören, Materialien, die nicht von Natur aus feuerbeständig sind, verloren gehen.

Die Ergebnisse der Analysen der funktionalen Folgen sind eine Liste von Räumen, die als „mit hohem Sicherheitsrisiko“ identifiziert wurden:

- Für die als „mit hohem Sicherheitsrisiko“ eingestuft Räume des BAN und falls das Risiko nicht beseitigt werden kann (z. B. durch Verlagerung oder Schutz der Sicherheitsziele, 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 notbetrieben 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 des DVE-Systems in den Batterieräumen“ wird im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt, um das DVE-Lüftungssystem in den Batterieräumen 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/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) 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 Erfahrungswerte 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 instrumentelle 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 Untersuchung durchgeführte Analyse zeigt jedoch zwei plausible Explosionsszenarien auf. Für diese Szenarien gilt:

- führt EDF eine zusätzliche Maßnahme ein, um das Explosionsrisiko im Inneren einer TEG-Plane zu verringern (PNPE1338);
- EDF führt eine zusätzliche Maßnahme ein, um das Explosionsrisiko im Inneren einer RCV-Plane (PNRS1024) 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 nach der Untersuchung der Freisetzungen 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 Hauptteil des Reaktors überprüft wurden. Die Räume, für die ein potenzieller Leckauslöser in Betracht gezogen und als sicherheitsrelevant identifiziert wurde, wurden von EDF einer zusätzlichen Analyse unterzogen. Für diese Räume hängt das Sicherheitsrisiko mit dem Verlust der Kühlung des Brennelementlagbeckens zusammen. Ein Aufdecken der Brennelemente im Becken wird durch die Nachspeisung aus der Wasserquelle der Nachspeisung „Noyau Dur“ (PNPP1714 /PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7). Als Reaktion auf den ersten Absatz der oben genannten Vorschrift [AGR-G-I] wird EDF auch für die sensiblen Räume ergänzende Analysen 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 zündfähigen Wolke,
- die Verhinderung einer Explosion.

Die Funktionen, die zur Verhinderung der Bildung einer entzündlichen 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 Schutzklasse 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 angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-II] zu erfüllen, wonach EDF spätestens bis zum 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 der Schnellentleerungsstation des Generators. 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 Reaktorblocks. 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: Der dabei entstehende Überdruck würde zwar zum Abreißen der Verkleidung führen, wäre jedoch nicht geeignet, die Stabilität des Maschinenraums zu gefährden,
- die Explosion einer Wasserstoffwolke: Die entstehenden Überdrücke würden dazu führen, dass die Verkleidung im oberen Teil des Bauwerks weggeschleudert wird, wären jedoch nicht in der Lage, die Wände des Maschinenraums zu beschädigen.

Diese beiden Explosionen beeinträchtigen die Erfüllung der Sicherheitsaufgaben nicht.

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 zu erheblichen Überdruckwerten führen (sog. Kanoneffekt). Aus diesem Grund wurden im Rahmen des <sup>3</sup> 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, sowie die Verstärkung der Halterungen, um ihre Erdbebensicherheit zu gewährleisten,
- die Anbringung von Anti-Peitschen-Rahmen an den Hochdruckleitungen (THE) gegen das RTHE-Risiko.

Auf diese Weise wird das Risiko einer Wasserstoffexplosion in den technischen Stollen beseitigt. Die Auslegung der technischen Stollen der 900-MWe-Stufe erfüllt die Sicherheitsanforderungen im aktuellen Zustand der Anlagen.

#### Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion an den Schnellentleerungsstationen des Generators

Zu den Faktoren, die die Unversehrtheit der Wasserstoffleitungen an Schnellentleerungsstationen für Generatoren beeinträchtigen könnten, zählen für die CPY-Stufe:

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

Infolge einer der zuvor genannten Einwirkungen wird als Gesamtszenario das Entweichen des gesamten im Generator enthaltenen Wasserstoffs durch den Bruch einer oder mehrerer Wasserstoffleitungen der Station angenommen. 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 zur Folge hat.

An den Standorten der CPY-Stufe 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 (CP1-Stufe)

Für die Standorte der Stufe CP1 werden das Szenario und die Folgen einer Explosion in der Rohrleitung durch das REU-Szenario (Risque d'Eclatement Unitaire) abgedeckt, das im Rahmen der Studie zum Wasserstoffexplosionsrisiko an den Gasparks analysiert wurde (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 zu den spezifischen Merkmalen der Blöcke vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

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

Die bei der Planung festgelegten Anforderungen für den Maschinenraum, den Gasbereich sowie für die Stollen und Kanäle ermöglichen es, Blitzschlag als potenzielle Gefahrenquelle für die Wasserstoffleitungen auszuschließen.

Somit sind im Rahmen des 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“ durch einen Lkw durchgeführt, der Gefahrgut transportiert. Das Thema des Transports von Gefahrgut 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 technischen Galerien (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 Erhöhungsfaktors hat somit keine Auswirkungen auf die Sicherheit. Daher sind für den 4- RP 900 bei Gebäuden außerhalb des Kernkraftwerksgeländes keine Änderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung des Erhöhungsfaktors in den Studien „Interne Explosion“ erforderlich.

#### ❖ 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 Gebäude mit „Kernkraftwerksblock“:

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

- 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.

Im Rahmen der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-G] werden angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4- RP 900 weitere Studien durchgeführt.

Für Gebäude „außerhalb des Kernkraftwerksbereichs“:

Die Untersuchung des Risikos einer internen Explosion hat entweder zu dem Schluss geführt, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheit bestehen (im Fall des Maschinenraums, der Schnellentleerungsstation des Generators und der Kanäle), oder dieses Risiko ausgeschlossen (im Fall der technischen Stollen).

### Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

#### Besonderheiten des Blocks

##### - Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Gaslagern

Verschiedene Einwirkungen können die in den Gaslagern (GRV, SGZ und GNU) gelagerten 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-Anlagen (außer dem Flüssigstickstoffbehälter 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 von Angriffen von außen durch die SGZ-Parks 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 verursachte 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 verhindern,
  - Begrenzung der Folgen einer möglichen Explosion im GNU-Park in Bezug auf Sicherheitsziele durch eine geeignete Standortwahl (Einhaltung der Sicherheitsabstände zu den Sicherheitszielen).

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine weiteren Besonderheiten auf.

#### Zusammenfassung des

#### Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPP1 926 Teil A „Abschaltung der KRT-Kette bei Erkennung von KHY im Lüftungskanal“,
- PNPP1926 Teil B „Einbau eines Wasserstoffdetektors in den Batterieräumen“
- PNPP1926 Teil C „Verschärfte WENRA-Anforderungen für die Wasserstoffdetektion – Verdopplung der an einer Regelungsschaltung beteiligten Detektoren“,
- PNPE1118 „Erdbebensicherung der Belüftung der Batterieräume (DVE)“,
- PNPE1008 „Umgestaltung und Wiederaufbau der SGZ-Anlagen“,
- PNPP1709 „Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile“,
- PNPE1445 „Einbau eines Türanschlags zum Schutz von 2 RRI-Leitungen (Zwischenkühlung) vor dem Öffnen einer Tür für den Raum NA381 (interne Explosion) und Einbau eines Anti-Peitschen-Rahmens zum Schutz einer REN-Leitung im Reaktorgebäude“,
- PNRL1924 „Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung der Jodräume“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1338 „Verhinderung des Lufteintritts in das Abgasbehandlungssystem – Anbindung der TEP-Absperrung an den Sauerstoffmesser TEG“,
- PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das Brennelagerbecken durch SEG“,

- PNPP1945 Band A „Errichtung einer durch DVN belüfteten Kammer zur Abschirmung der RPE-Ventile mit lokalem Jodrisiko NA 414“
- PNRS1024 „Sicherung der H<sub>2</sub>-Leitung zum Behälter RCV002BA“,

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

Die Änderung PNPE1337 „Einrichtung von Alarmvorrichtungen an kritischen Brandschutztüren, um deren geschlossene Haltung zu gewährleisten“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt, die spätestens in Phase B vorgesehen ist.

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 Peitschenbildung verursachten Überschwemmung im Falle eines RTHE wurde ebenfalls weiterentwickelt, wobei der durch Peitschenbildung 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 durch „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 jegliche Verschmutzung von Gewässern (Ober- oder Grundwasser) verhindern.

Eine Studie 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 das Zurücksetzen 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 Projektile 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-Pipe-Whip-Effekt begründet hat, dass die für die Studien zur internen Überflutung zugrunde gelegte Annahme eines einzigen, durch das Peitschen von Hochdruckrohrleitungen 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;
- Durchführung von Funktionsanalysen zur Beurteilung der Akzeptanz von Ausfällen von Ausrüstungen;
- Das Containment-Management analysieren.

Was den Kernkraftwerksbereich betrifft, so haben Untersuchungen das Vorhandensein möglicher gemeinsamer Ausfallursachen sowie potenzielle Ableitungen von Abwässern außerhalb der Gebäude oder in Außenrückhaltebecken aufgezeigt. Um diesen möglichen gemeinsamen Ausfallursachen 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 es, die Eindämmung der Abwässer. Sie trägt somit zur Verhinderung und Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Flüssigkeiten innerhalb der festgelegten Grenzen bei;
- Die Änderung „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor interner Überflutung“ (PNPE1032) besteht darin, bestimmte Schaltschränke durch Geräte mit einem höheren (IP), wodurch trotz ihrer Besprühung der Schutz im Falle einer internen Überflutung gewährleistet ist.

Studien zum konventionellen Block haben gezeigt, dass bestimmte Trichter der Pumpstation abgedichtet, Öffnungen zwischen den Räumen der Pumpstation geschaffen oder Schwellen eingebaut werden müssen und dass die Schaltschränke 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;
- Bestimmung der Überschwemmungsgebiete nach Behältergruppen;
- Für jedes Hochwasserausbreitungsgebiet Erstellung 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 Phasen der Ausbreitung und Ausbreitung keine Interferenzbereiche bestehen;
- Durchführung von Funktionsanalysen in Verbindung mit den identifizierten gemeinsamen Moden gemäß der Methodik, die für die Untersuchungen zu den Störfällen „Rohrleitungsausfälle“ und „interne Überflutung“ verwendet wird. Dieser Schritt dient dem Sicherheitsziel der Rückfalloption und der Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktorblocks;
- Überprüfung der Rückhaltung des gesamten Abflussvolumens aus den nicht-seismischen Behältern in den Gebäuden. Dieser Schritt dient dem Ziel, die Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts.

Die funktionale Analyse der gemeinsamen Betriebszustände hat gezeigt, dass die Summe der Funktionsausfälle infolge eines gleichzeitigen Auslaufens der nicht-seismischen Behälter die Rückkehr und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks nicht gefährdet. Die Studie hat jedoch ein Auslaufen von Abwässern aufgezeigt, das zu einer Ausbreitung außerhalb des BAN führen könnte. Band B der Änderung PNPE1108 ermöglicht es, das Volumen dieser Abwässer innerhalb des Gebäudes einzudämmen.

#### ➤ **Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen**

Der gewählte Ansatz zur Behandlung des Risikos dieser Einwirkung besteht darin:

- die Ausrüstung zu ermitteln, deren Ausfallrisiko untersucht werden muss;
- Analyse des Ausfalls der betroffenen Geräte und seiner Folgen sowie gegebenenfalls Vorschlag von Lösungen.

Die Art der durchzuführenden Untersuchung hängt davon ab, ob es sich um Hochenergie- oder Mittelenergieanlagen handelt, sowie von der Qualität der Konstruktion und Fertigung der betroffenen 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 Kreiselpumpen 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 Projektilen 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 Projektilen 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 Projektilen zu erzeugen.

#### Ausfälle von Behältern oder Ventilen:

Der Ansatz unterscheidet zwischen Hochenergie- und Mittelenergie-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 Bruchs interne Projektilen erzeugen.

Wenn diese Hochenergieanlagen gemäß einer nuklearen Norm (RCC-M, ASME Section III oder gleichwertig) konstruiert und hergestellt werden, ist ein vollständiger mechanischer Ausfall durch Bruch ausgeschlossen. Die Hochenergieanlagen, deren Ausfallfolgen untersucht werden, sind:

- Alle Ventile oder Rückschlagklappen mit Ausnahme derjenigen, die sowohl 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 Hochenergie-Behältern und -Ventilen entstehen. Die Folgen einer potenziell durch den Ausfall von Ventilen und Behältern verursachten internen Überflutung werden im Rahmen der Untersuchungen zur „*internen Überflutung*“ berücksichtigt.

#### Widerstandsfähigkeit der baulichen Struktur gegenüber Projektilen:

Die bei der Auslegung für die CPY-Stufe berücksichtigten internen Projektilen entsprechen denen, die bei der Auslegung des EPR Flamanville 3 berücksichtigt wurden.

Die Ergebnisse der Studien belegen die Widerstandsfähigkeit der baulichen Struktur gegenüber Projektilen auf der CPY-Stufe. Es ist anzumerken, dass die Auslegung der Blöcke der CPY-Stufe darauf abzielte, eine gute Trennung der verschiedenen Sicherheitssysteme zu gewährleisten, was ein grundlegendes Element der Robustheit der Anlagen gegenüber Einwirkungen darstellt.

### Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Bedienerfehlern (WENRA):

Diese Studien (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema, da:

- keine aktiven Anlagen am Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen beteiligt sind (mit Ausnahme von induzierten Überschwemmungen);
- zum Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen (mit Ausnahme von induzierten Überschwemmungen) keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich sind.

#### ❖ **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 Referenzrahmens für den 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 für den Schutz vor dem Risiko von Ausfällen 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“

auf. [Bilanz des Zustands des Blocks](#)

Änderungen:

- PNPE1108 Band A „Eindämmung von Abgasen und Dichtheit der Durchführungen“,
- PNPE1144 Band A „Erhöhung des volumetrischen Schutzes“,
- PNPE1032 „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor innerem Hochwasser“,
- PNPE1279 „Einbau eines Bodenablaufs zum Schutz vor interner Überflutung eines Raums der Leitung B nach einem Rohrbruch im DEL-Raum (Kaltwassererzeugung für das Elektraum)“,

wurden im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1108 Band B „Erhöhung der Wände, Einbau von Entwässerungsvorrichtungen, Schlosserarbeiten“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

## 2.2.1.4 Überschwemmung des externen Reaktor s

### Allgemeiner Teil „Lagerung“

#### ❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Im Rahmen des 4. RP 900 überprüft EDF die Robustheit der Anlagen der CPY-Stufe hinsichtlich der in Leitfaden Nr. 13 der ASN beschriebenen Gefahren im Zusammenhang mit dem Schutz von INB vor externen Überschwemmungen.

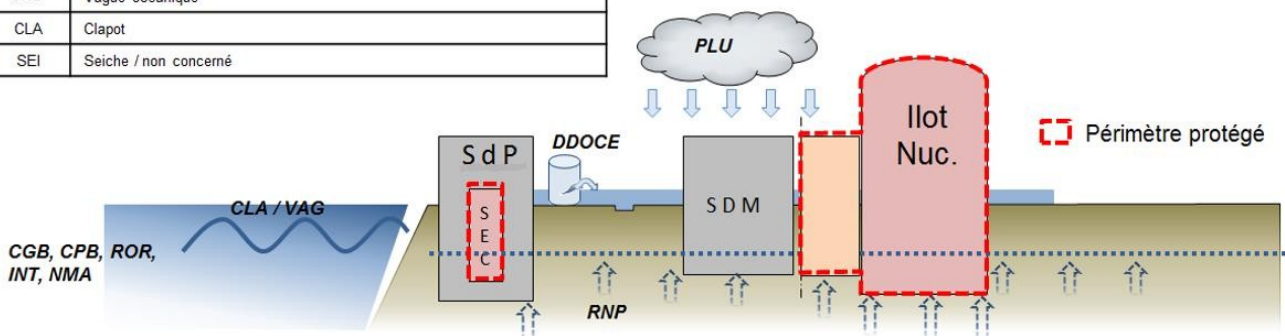
Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN aus dem Jahr 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert.

#### ❖ Zusammenfassung der Studien

#### ➤ Neubewertung der Risiken im Zusammenhang mit dem Ausfallereignis „Externe Überschwemmung“ auf der Grundlage des Leitfadens Nr. 13 der ASN

Die nachstehende Abbildung zeigt die verschiedenen im Leitfaden Nr. 13 der ASN beschriebenen Hochwasserrisikoszenarien (SRI), die im Rahmen des 4. RP 900 auf der 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 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 einem Intensitätsspitzenwert, 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 Änderungen bei der Charakterisierung bei, die durch die Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für SRI PLU und DDOCE eingeführt wurden (siehe unten). 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 EIP 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 km<sup>2</sup> 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 km<sup>2</sup>

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 Weiterentwicklungen 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 <sup>4</sup>. RP 900 besteht das Ziel darin, zu überprüfen, dass unterschiedliche Setzungen keine Auswirkungen auf die Waterstop-Dichtungsbänder haben, 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 durch unterschiedliche Setzungen beanspruchten Fugen an den Grenzen des volumetrischen Schutzes an den Standorten des CPY-Niveaus.

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.

## Block-spezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

#### ➤ **SRI PLU und DDOCE**

Block 4 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 bei Erdbeben jenseits der Auslegungsgrenzen“ (PNPP1943 und PNRL 1869), die Teil des Post-Fukushima-Projekts ist (Reaktion auf die 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 Band A), die im Hinblick auf die 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 neue Nutzung bestehender Rückschlagventile), Einrichtung einer dichten Abdichtung usw.;
- Die Änderung „Volumetrischer Schutz – Bypass der Blasenräume“ (TCDI0021), die darin besteht, bestimmte Trichter im ASG-Planenraum bzw. im Durchgangsraum abzudichten.
- 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 die Höhe verlegt.

#### ➤ **SRI CGB, ROR, INT, RNP, CLA und CPB**

Diese SRI haben keinerlei Auswirkungen auf den Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin. Der Standort ist gegenüber diesen SRI durch den bestehenden Perimeterschutz, bereits in früheren Studien bewertete 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 anhand eines vorhandenen SEZ-Sensors, der aus der SRI RNP stammt).

#### ➤ **SRI SEI, NMA, VAG**

Der Standort Tricastin liegt nicht am Meer. Daher sind diese SRI für ihn nicht relevant.

#### ➤ **Erschwerender Faktor und Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA)**

Die Analyse der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in den oben genannten externen Hochwasserszenarien führt zu einer Verdopplung der CSI-Magnetventile, die für die Isolierung des CRF-Kreislaufs eingesetzt werden (PNPP1943).

Die für die externen Überschwemmungsszenarien bewerteten Bedienermaßnahmen sind ausschließlich vorbeugende Maßnahmen gegen eine Beeinträchtigung und sind daher von der Anwendung des Sensitivitätsansatzes nicht betroffen.

innerhalb der Bearbeitungszeit.

### ❖ **Schlussfolgerung**

Für das Kernkraftwerk Tricastin wurden Studien im Zusammenhang mit externen Hochwasserereignissen gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13 durchgeführt, der die Berücksichtigung neuer Szenarien für externe Hochwasserereignisse ermöglicht. Der so durchgeführte Ansatz sowie die identifizierten und umgesetzten materiellen und organisatorischen Maßnahmen gewährleisten die Widerstandsfähigkeit des Blocks 4 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-Dichtungsbänder haben und dass eine durch das Grundwasser verursachte seismisch bedingte Überschwemmung keine Auswirkungen auf die Fugenabdichtungen des volumetrischen Schutzes hat.

### Bilanz zum Zustand des Blocks

Änderungen:

- PNPP1675 „Schutz vor externen Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“,
- PNPP1943 „Isolierung des CRF im Falle eines Erdbebens, das über die Referenzwerte hinausgeht“,
- PNPE1121 „Behandlung der Bypässe des volumetrischen Schutzes in Tricastin“,
- PNPE1138 „Schutz des Sicherheitsblocks (BDS) vor externer Überflutung“,
- PNRL1869 „Anpassungsarbeiten an der Baustelleneinrichtung PNPP1943“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die neuen organisatorischen Bestimmungen, die sich aus der SRI RNP ergeben, wurden vorbehaltlos vollständig umgesetzt.

Die dokumentarischen Auswirkungen all dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

## **2.2.1.5 Erdbeben**

### **Allgemeiner Teil Reaktorblock**

#### ❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Berücksichtigung der seismischen Belastung bei der Dimensionierung der Anlagen gewährleistet, dass die Sicherheitsfunktionen im Falle eines Erdbebens aufrechterhalten bleiben.

Das 4. RP 900 berücksichtigt die Neubewertung des Gefahrenniveaus 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 Kraftwerksparks 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 periodischen Überprüfung unterzogen, bei der die Entwicklung des Wissens insbesondere hinsichtlich der Erdbebengefährdung berücksichtigt wird, 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 im letzteren Fall Verstärkungsmaßnahmen nach sich ziehen.

Das <sup>4</sup>. 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 gerechtfertigten 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 – § 2.2.1.4) werden ebenfalls berücksichtigt.

Das <sup>4</sup>. RP 900 zum Thema Erdbeben umfasst die Berücksichtigung:

- der neuen Erkenntnisse bei der Definition der an den 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 <sup>4</sup>. RP 900 basiert auf:

- der Aktualisierung seismologischer Erkenntnisse (seismisch-tektonische Zonierung, Charakterisierung von Verwerfungen usw.);
- der 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 <sup>4</sup>. RP 900 anzuwenden sind.

Die Ergebnisse der Untersuchung dieser seismischen Neubewertungen und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen sowie der aktuelle Wissensstand hinsichtlich der Identifizierung aktiver Verwerfungen im Umfeld der Kernkraftwerke und des Vorhandenseins besonderer Standortwirkungen sowie etwaige ergänzende Untersuchungsprogramme werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da diese standortabhängig sind.

➤ **Berücksichtigung internationaler Erfahrungen**

Die Berücksichtigung internationaler Erfahrungen schlägt sich beim<sup>4</sup> RP 900 in der Einbeziehung der Erfahrungen aus dem Erdbeben vom 16. Juli 2007 in den Blöcken von Kashiwazaki-Kariwa in Japan (7 Blöcke vom Typ BWR), das insbesondere den Brand eines Hilfstransformators in einem Block und das Überlaufen des Brennelement-Lagerbeckens in allen Blöcken verursacht hat.

In Fortsetzung der Studien des<sup>3</sup> RP 1300 haben die Erkenntnisse aus dem REX dieses Ereignisses EDF dazu veranlasst, im Rahmen des<sup>4</sup> RP 900 Folgendes durchzuführen:

- Eine Sicherheitsanalyse zum Brand eines Transformators von beträchtlicher Größe für 900-MWe-Standorte, die zu dem Schluss kam, dass ein solcher Brand Auswirkungen auf die Wand des Maschinenraums haben und möglicherweise auf die darin befindlichen Anlagen. Die funktionale Analyse des Ausfalls der im Maschinenraum befindlichen EIPS infolge eines Brandes ergab akzeptable Auswirkungen auf die Sicherheit.
- Eine Schätzung der Brennstoffbeckenvolumina, die bei einem Erdbeben überlaufen könnten, ergab, dass die überlaufenden Volumina sehr begrenzt und für die Brennstoffbecken des CPY-Stufe.
- Eine Analyse der Berücksichtigung von Wellenauswirkungen auf die Ausrüstung für das BR-Becken und das Brennelementbecken hat eine gute Dimensionierung aller betroffenen Ausrüstungen gezeigt:
  - die Türen und Schleusen des BR-Beckens und des Brennstoffbeckens,
  - die Beschickungsmaschine im BR,
  - die Transfervorrichtung zwischen dem BR-Becken und dem Brennstoffbecken,
  - die Senkvorrichtungen im Brennstoffbecken,
  - die Laufstege im Brennelagergebäude.

Die Analyse des Vorfalls von Kashiwazaki-Kariwa durch EDF zeigt das gute Verhalten der Anlagen der 900-MWe-Generatorstufe.

➤ **Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Verzögerungen durch das Bedienpersonal (WENRA):**

Diese Sensitivitäten, die sich aus den WENRA-Referenzwerten ergeben (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), haben keine Auswirkungen auf dieses Thema. Denn:

- sind die aktiven Systeme, die zum Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands erforderlich sind, konstruktionsbedingt redundant und für 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 Systeme, Strukturen 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 (Änderung 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 (Änderung PNPE1323). Diese Verstärkung ist nicht auf die Neubewertung des Erdbebenrisikos zurückzuführen.

## Spezifischer Teil für Block 4 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 im 3. RP 900 berücksichtigt wurde. Daher hat die Neubewertung des Erdbebenrisikos von Tricastin keine Auswirkungen auf die Dimensionierung der Bauwerke und der Ausrüstung für den 4. RP 900.

Bis heute führen die seismologischen Parameter (Ort, Magnitude und Tiefe) des Erdbebens von Le Teil vom 11.11.2019 bei der Abschätzung des Erdbebenrisikos für den Standort Tricastin unter Anwendung der RFS 2001-01 nicht dazu, das Erdbeben von Le Teil als SMS für den Standort Tricastin heranzuziehen.

- 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 etwa 4 km Länge), 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 Cevennen-Verwerfung 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 wurde seit 2016 an sechs Pilotstandorten initiiert. Nach dem Erdbeben von Le Teil am 11.11.2019 wurde der Standort Tricastin in diesem von EDF durchgeführten Programm zur Verbesserung der Kenntnisse über Verwerfungen im Umfeld von Kernkraftwerken priorisiert, und die Untersuchungen für Tricastin begannen im Jahr 2022.

- Zusammenfassung der Erkenntnisse zu den standortspezifischen Auswirkungen am Standort des Kernkraftwerks Tricastin

Der Standort Tricastin weist die Besonderheit auf, dass er in einem Sedimentbecken liegt, das durch die mesozoische Rhône-Senke gebildet wurde.

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 eine mehrdimensionale numerische Modellierung der Wellenausbreitung durchgeführt, die zu dem Ergebnis kommt, dass unter dem SMS im Bereich 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.

#### ❖ **Analyse der Einstufung der SMS-Stufen im Vergleich zur WENRA-Stufe**

Die Analyse der Einstufung des Tricastin-Gefahrenniveaus im Vergleich zu dem von den WENRA-Referenzniveaus empfohlenen Zielwert zeigt, dass das WENRA-UHS T4 durch das SDD-Niveau für Frequenzen unter 5 Hz und durch das SMS VD3 900 für Frequenzen über 2 Hz abgedeckt ist. Die einzigen Studien, die mit dem SMS VD4 900 durchgeführt wurden, betreffen den Maschinenraum, für den die Anforderung, dass keine induzierten Auswirkungen auf den Reaktorblock auftreten, in Bezug auf ein UHS-Spektrum von 20.000 Jahren nachgewiesen wurde, wodurch das Fehlen induzierter Auswirkungen für ein probabilistisches WENRA-Niveau von 10.000 Jahren gewährleistet ist. Die Anlage am Standort Tricastin ist somit im Hinblick auf das WENRA-Zielniveau T4 gerechtfertigt.

#### ❖ **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.

#### Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPE1191 „Verstärkung der Kabelachsen“ wurde am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1238 „Erhöhung der Erdbebensicherheit der Ölbehälter bei Erdbeben über dem SMS durch Hinzufügen von Längsanschlägen“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Schornsteins für SMS, starken Wind und Tornado EF2“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens in Phase B umgesetzt.

Die Änderung PNPE1377 „Verstärkung der Beständigkeit der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters bei einem Erdbeben der Stufe SMS“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin unter Einhaltung der Vorschrift [AG-C II] umgesetzt.

### **2.2.1.6 Kollisionen und Stürze von Last**

#### **Allgemeiner Teil Lager**

##### ❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Diese Ereignisse werden wie folgt definiert:

- „*Kollision*“: Zusammenstoß der Last mit einem Gerät, einer Konstruktion oder einem 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 CPY**

<b>Gebäude</b>	<b>Art der Maschinen</b>	<b>Zusammenfassungen der Studien</b>
<b>Reaktorgebäude (BR)</b>	<b>Polarkran</b>	<p>Unter Berücksichtigung der Zuverlässigkeitsstudien zur Haupthebevorrichtung der Polbrücke, der Funktionsanalysen an den von den 10-t- und 5-t-Hebevorrichtungen überflogenen Zielen sowie der für diese Hebevorrichtungen vorgesehenen besonderen Bestimmungen, insbesondere:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Verbot des Überflugs des Reaktortanks durch den 10-t-Kran,</li> <li>• Verbot des Betriebs der 5-Tonnen-Hebeanlage über dem Reaktorbehälter,</li> </ul> <p>ist das Risiko eines Lastabwurfs, das die Sicherheit des Reaktorblocks gefährden könnte, ausgeschlossen.</p> <p>Ebenso ist aufgrund der Konstruktion der Kranbrücke (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.</p> <p>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.</p>
	<b>Lademaschine</b>	<p>Im Normalbetrieb werden Präventionsmaßnahmen und aktive Vorrichtungen gegen die Gefahr des Lastabwurfs und von Kollisionen eingesetzt, um die Grenzen des Unfalls der<sup>4</sup>Kategorie „Unfall beim Umgang mit Brennstoff“ einzuhalten. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Lastabwurfs sind durch diesen Unfall der<sup>4</sup>Kategorie abgedeckt.</p>
	<b>Hebezeuge</b>	<p>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.</p>
<b>Brennstoffgebäude (BK)</b>	<b>Hilfsbrücke</b>	<p>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.</p>
	<b>Schwerbrücke</b>	<p>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.</p>
	<b>Laufsteg</b>	<p>Im Normalbetrieb werden die Präventionsmaßnahmen sowie die aktiven Einrichtungen gegen das Risiko einer Kollision oder eines Lastabwurfs so ausgelegt, dass die Eintrittswahrscheinlichkeit unter der für den Unfall der<sup>4</sup>Kategorie „Unfall beim Umgang mit Brennstoff“ festgelegten Häufigkeit bleibt. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Lastabwurfs sind durch diesen Unfall der<sup>4</sup>Kategorie abgedeckt.</p>
	<b>Abseilgerät</b>	<p>Die möglichen Folgen eines Lastabwurfs werden durch den Brennstoffabwurf der 4.Kategorie „Unfall beim Umgang mit Brennstoff“ begrenzt</p>
	<b>Transfervorrichtung</b>	<p>Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Lastabwurfs sind durch den Unfall „Herabfallen von Brennstoff“ der Kategorie<sup>4</sup>begrenzt „Unfall beim Umgang mit Brennstoff“</p>
	<b>Hebezeuge</b>	<p>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.</p>

<b>Kernkraftwerksblock CPY</b>		
<b>Gebäude</b>	<b>Anlagentyp</b>	<b>Zusammenfassungen der Studien</b>
<b>Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN)</b>	<b>Verschiedene Anlagen</b>	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, zeigt, dass hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Kriterien kein Risiko besteht.
<b>Peripheriegebäude (BW)</b>	<b>Verschiedene Anlagen</b>	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.
<b>Dieselgebäude</b>	<b>Verschiedene Maschinen</b>	Die Funktionsanalyse der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Kriterien.

Anmerkung: Im Elektraum gibt es kein Paar „Fördergerät“ – „Sicherheitsziel im Bereich der Kollision oder des Lastabwurfs“, daher ist dieser nicht Gegenstand spezieller Untersuchungen.

<b>Konventionelle Insel der CPY-Etage</b>		
<b>Gebäude</b>	<b>Art der Geräte</b>	<b>Zusammenfassung der Studien</b>
<b>Pumpstation / Einleitungsbauwerk / klassifizierte Stollen des SEC</b>	<b>Verschiedene Anlagen</b>	Die Funktionsanalyse zeigt, dass bei Einhaltung organisatorischer Vorkehrungen kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien 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 eines Unfalls beim Umgang mit Brennelementen (Unfall der Kategorie 4) (äußerst unwahrscheinlich), bei der der hypothetische Sturz eines Brennelementbündels im Lagerbecken des Reaktorgebäudes oder des Brennelementgebäudes (neue oder bestrahlte Brennelementbündel) oder auf der Ebene, auf der die neuen Brennelementbündel im Brennelementgebäude für den Umgang mit Brennelementen gelagert werden, berücksichtigt wird. 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 <sup>4</sup>. RP 900 wurden die Zuverlässigkeitsstudien wiederholt und belegen die Qualität der Auslegung, der Fertigung, der Betriebsprüfungen und des Betriebs der Polarkran- und der Schwerlastkrananlage.

Aufgrund der Ergebnisse kann das Risiko eines Lastabwurfs als vernachlässigbar angesehen werden.

### Herabfallen einer Transportverpackung mit Brennelementen in die Ladegrube des BK:

Es wurden Studien zur Untersuchung der Folgen eines solchen Szenarios durchgeführt. Ziel war es, die mechanische Integrität des Brennstoffbeckens und der Hauptkomponenten der Verpackung zu überprüfen. Die Ergebnisse zeigen, dass diese gewährleistet bleibt.

### Längerer Stillstand einer mit abgebranntem Brennstoff beladenen Verpackung:

Ergänzend zu den im Rahmen des <sup>3</sup>. RP 1300 angeforderten Studien und den nach dem Unfall von Fukushima durchgeführten zusätzlichen Sicherheitsbewertungen wurden Untersuchungen zu den Risiken eines solchen Szenarios beim Transfer der Verpackung zwischen der Ladegrube und der Vorbereitungsgrube durchgeführt. Diese Studien zeigen, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der Brennelemente bestehen.

### Sturz „schwerer“ Lasten 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 „Hüllkurvenfälle“ eingestuft werden (potentieller 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 ermöglichen es, das Risiko einer Kollision oder eines Laststurzes in einer Reihe von Situationen zu verhindern,
- sollte das Ereignis einer Kollision oder eines Laststurzes durch die vorhandenen aktiven Einrichtungen nicht verhindert werden können, zeigen die Untersuchungen, dass die Folgen des Ereignisses durch die der Untersuchung des Unfalls beim Umgang mit Brennelementen, die die radiologischen Kriterien der Kategorie 4 erfüllen,
- wird in der Analyse der Folgen der Einwirkung durch Kollision und Laststurz keine Bedienerhandlung berücksichtigt.

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### 2.2.1.7 Elektromagnetische Störungen (EMI) – interne

## 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. Das Risiko einer elektromagnetischen Störung (EMS) besteht, wenn ein Gerät elektromagnetischen Störungen ausgesetzt ist, für die es 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:

- die Betriebserfahrungen im Hinblick auf die an den Standorten des CPY-Stufenprojekts auftretenden elektromagnetischen Störungen zu analysieren,
- die Konstruktions- und Installationsvorschriften für EIPS zu analysieren, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind, insbesondere diejenigen, die es ermöglichen, die Kopplungsmodi zwischen den „störenden“ und „empfindlichen“ Geräten
- die von den Kernkraftwerken angewandten Betriebsvorschriften zu analysieren, um die Quellen elektromagnetischer Störungen zu begrenzen, insbesondere diejenigen, die durch menschliche Aktivitäten verursacht werden.

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 auf der CPY-Stufe angewandten Maßnahmen im Hinblick auf das Risiko interner Störungen zu überprüfen; sie kommt zu folgendem Ergebnis:

- keine Gleichtaktstörungen in den Systemen, die für den Rückfall und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands erforderlich sind,
- keine Empfindlichkeit der elektromagnetisch empfindlichen Komponenten (EIPS) aufgrund der angewandten Konstruktions- und Installationsvorschriften (im Einklang mit ihrer elektromagnetischen Umgebung), wodurch eine physikalische Trennung gewährleistet ist und eine angemessene elektrische Trennung zwischen „störenden“ und „empfindlichen“ Geräten,
- die Beherrschung der mit menschlichen Aktivitäten verbundenen Risiken durch die Anwendung interner Vorschriften, die die Nutzung drahtloser Telekommunikationsmittel innerhalb der Kernkraftwerke einschränken.

Allgemeiner gesagt ermöglicht die Anwendung der Konstruktions- und Installationsvorschriften sowie der Anforderungen an die 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 dem erschwerenden Faktor und der Bedienungsverzögerung (WENRA)**

Diese Empfindlichkeiten, die sich aus den WENRA-Referenzwerten ergeben (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 EMSt beteiligt,
- es sind keine Bedieneingriffe 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, beruht auf einer Reihe von Auslegungsmaßnahmen, die Folgendes ermöglichen:

- die elektromagnetischen Kopplungswege zwischen „Störquellen“ und „empfindlichen“ Geräten zu reduzieren,
- den Einfluss von leitungsgebundenen und abgestrahlten elektromagnetischen Störquellen auf EIPS, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind, zu begrenzen.

Die Auswertung der bestehenden Konstruktions- und Organisationsvorschriften sowie der Betriebserfahrungen ermöglicht es, die Robustheit der Anlagen der CPY-Stufe gegenüber den betrachteten elektromagnetischen Störungen sicherzustellen.

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Hinblick auf den Palier-Zustand auf.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin.

### 2.2.1.8 Große Heiß

#### Allgemeiner Teil „Palier“

##### ❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF verpflichtet, die Schutzanforderungen in Bezug auf „Grands Chauds“ für die CPY-Generationsstufe zu überprüfen, wobei insbesondere die neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung und die Erfahrungen aus der laufenden Umsetzung der Änderungen auf der Grundlage der für das 3. RP 900 geltenden Anforderungen berücksichtigt wurden.

Die Schutzanforderungen in Bezug auf „Grands Chauds“ für die CPY-Generationsstufe 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 die „Grands Chauds“ folgende:

- die Analyse der neuesten klimabezogenen Beobachtungsdaten im Hinblick auf die in den Studien zugrunde gelegten Temperaturwerte,
- die Einbeziehung der Erfahrungen aus der Prüfung des Änderungsantrags „Grands Chauds“, der auf der CPY-Stufe 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 generischen Entwicklungen in Bezug auf alle 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 Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4· RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-A] hat EDF in seinem Referenzsystem „Grands Chauds“ die mit der Hitzewelle verbundenen Extremtemperaturen TE und  $T_{\min}^3$  berücksichtigt. Diese wurden unter Berücksichtigung folgender Kriterien definiert:

- einer jährlichen Überschreitungshäufigkeit von höchstens <sup>10-2</sup> (Obergrenze des 70-prozentigen Konfidenzintervalls), die die klimatische Entwicklung bis zur nächsten periodischen Überprüfung berücksichtigt. Diese Klimawandel berücksichtigt die Klimatrends, die für eine für den betreffenden Standort relevante Region gelten;
- die Eckwerte der für den Standort relevanten Erfahrungswerte.

Die Berücksichtigung dieses Referenzrahmens bei den Reaktoren erfolgt im Einklang mit der Aufteilung der technischen Änderungen VD4 900.

#### ➤ **Vorgehensweise zur Überprüfung der Anforderungen**

Die Untersuchungen zum Bereich „Luft“ umfassen:

- die Umgebungsbedingungen in den Räumen durch Berechnungen unter Berücksichtigung der im <sup>4</sup> 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 vergleichen, 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 Außenumgebung 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 hat 900EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4· RP erlassenen Vorschrift [AGR-B] die Verfügbarkeit der für die Bewältigung von Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung erforderlichen Ausrüstung (externe Stromversorgungen und Hauptnotstromaggregate), die einen Reaktor betreffen, sowie derjenigen, die alle Reaktoren eines Standorts betreffen, für die „Langzeit“-Außentemperatur (TLD) ihres Referenzsystems „Grands Chauds“ und hat keinen Bedarf an möglichen Änderungen festgestellt, um dies zu erreichen.

Die Untersuchungen zum Bereich „Wasser“ bestehen darin, alle Anforderungen in Bezug auf die 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 Notkühlwassersystems (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 Verschmutzungsgrenzen ermöglicht den normalen Leistungsbetrieb der Blöcke bei hohen Temperaturen der Kaltquelle.

---

<sup>3</sup> TE steht für „außergewöhnliche Temperatur“; dies ist die maximale Lufttemperatur, die bei einer Hitzewelle berücksichtigt wird. T<sub>min</sub> ist die tägliche Mindestlufttemperatur, die bei einer Hitzewelle berücksichtigt wird.

Die Neubewertung der maximalen Temperaturen der Kaltwasserquelle hat EDF dazu veranlasst, neue maximale RRI-Temperaturen am Ausgang der RRI/SEC-Wärmetauscher festzulegen. Daher wurde die Fähigkeit der RRI-Nutzersysteme überprüft, ihre Funktion bei diesen neuen maximalen Kühltemperaturen (Entkopplungswerte) sowohl im Normal- als auch im Störfallbetrieb zu 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 erforderlichen Temperaturkriterien für die Verfügbarkeit der Geräte in den MT/BT- und Schaltanlagenräumen.
- PNPE1069 „Einbau eines Lufterhitzers im Raum der DEG-Kühlaggregate“: In den DEG-Räumen wird ein Lufterhitzer eingebaut, um den ordnungsgemäßen Betrieb der Kühlaggregate bei Grands Chauds.

Die erforderlichen Leistungen der Lüftungssysteme wurden auf der Grundlage von Studien festgelegt, die erhebliche Sicherheitszuschläge und Entkopplungsannahmen hinsichtlich der Ergebnisse der Raumtemperatur enthalten.

Im Anschluss an die Arbeitsgruppe „Belastungen und Bilanz des 4. RP 900“ hat EDF die Zuverlässigkeit der Studien zu „Grands Chauds“ konsolidiert und nachgewiesen, dass eine ausreichende Marge zwischen den Raumtemperaturen und den Betriebstemperaturen der Anlagen besteht, um die Unsicherheiten abzudecken, die mit der Modellierung der thermisch-lufttechnischen Phänomene in den Räumen verbunden sind. Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieser Marge werden derzeit festgelegt.

Für den Bereich Luft werden die Ergebnisse der thermischen „Grands Chauds“-Studien zum konventionellen Block des CPY-Blocks im Abschnitt über standortspezifische Besonderheiten vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Für den Wasserbereich 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 zu einer 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, würde die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer aktiven Anlage, die angesichts der Hitzewelle erforderlich ist, höchstens zum Verlust der Kühlquelle in einem Reaktorblock führen. Da unter diesen Bedingungen die ASG-Nachspeisung durch das SER mittels Schwerkraft verfügbar ist, ist die Rückfallfähigkeit und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktorblocks gewährleistet, und die Situation wird daher als akzeptabel eingestuft.

Die für die Grands Chauds erforderlichen aktiven Anlagen sind die Lüftungssysteme und ihre unterstützenden Funktionen. Bei Geräten, die im Normalbetrieb laufen und keine Betriebsunterbrechungen erfahren (Betriebskontinuität), kann auf die Anwendung eines Erhöhungsfaktors für diese Geräte verzichtet werden. Bei Geräten, bei denen die Betriebskontinuität nicht bewertet werden kann, belegen die durchgeführten Studien die gute Robustheit der Anlagen gegenüber den thermischen Umgebungsbedingungen. Es sind keine 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. Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieser Sicherheitsmargen werden derzeit definiert und spätestens bei den VD5-900-Stillständen umgesetzt.

## Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

- Reaktorsaal (Luft- und Wasserkreislauf)

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist gegenüber dem Palier-Zustand keine Besonderheiten auf.

- Konventioneller Bereich (Luft- und Wasserbereich)

Für den Bereich „Luft“ zeigen die Ergebnisse der thermischen Studien „Grands Chauds“ des konventionellen Blocks des Kernkraftwerks Tricastin keine Überschreitungen für die in den Räumen der Pumpstation, im Maschinenraum und in den SEC-Galerien vorhandenen Anlagen.

Was den Bereich „Wasser“ betrifft, weist Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin keine Besonderheiten im Vergleich zum Block Palier auf.

## Bilanz zum Zustand des Blocks

Änderungen:

- PNRL1823 „Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ“,
- PNPE1069 „DVN: Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate“,
- PNRL1835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher“,
- PNPE1070 „Verbesserung der Konditionierung des DVL MT-BT“.

wurden vollständig am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

### 2.2.1.9 Groß-Kühlung

#### Allgemeiner Teil Lager

##### ❖ 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).

Das Referenzsystem wurde anlässlich der 2. RP 900 geprüft. Es war nicht Gegenstand einer Neubewertung anlässlich der 3. RP 900.

Im Rahmen des 4. RP 900 überprüft EDF das Referenzdokument „Extreme Kälte“ unter besonderer Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung und der Entwicklungen des allgemeinen Konzepts zum Schutz vor äußeren Einflüssen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1):

- Angesichts der beobachteten und vom Zwischenstaatlichen Ausschuss für Klimawandel (IPCC) bestätigten Trends hat EDF beschlossen, die in den 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 (verschärfende 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 aus:

- die resultierenden Raumtemperaturen in den Räumen oder Raumgruppen (thermischen Zonen) anhand von Berechnungsmodellen zu ermitteln, wobei ein [Außentemperatur; Wind]-Paar angenommen wird, wie im Referenzsystem definiert ist,
- die ermittelten Raumtemperaturen mit den Mindesttemperaturen der EIPS zu vergleichen, die zur Erfüllung der erforderlichen Sicherheitsfunktionen bei extremer Kälte (einschließlich der ausgewerteten 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 Raumtemperatur 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 <sup>4</sup>. RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, die Sicherheit im Hinblick auf das Risiko eines „Grand Froid“-Ereignisses zu begründen und zu stärken, insbesondere in Bezug auf folgende Aspekte:

- Neubewertung der Wärmezuführen und Aktualisierung der thermischen Studien unter Berücksichtigung der im Zuge der regelmäßigen Überprüfungen erfolgten Änderungen an der Anlage,
- Berücksichtigung der Entwicklungen des allgemeinen Konzepts zum Schutz vor äußeren 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 (Verschärfung und Bedienerfehler) (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

EDF hat überprüft, dass die im Rahmen des Schutzes vor extremer Kälte im <sup>3</sup>. RP 900 gewählten Studienannahmen weder durch die gewonnenen Erfahrungen (sowohl hinsichtlich der kürzlich gemessenen Temperaturen als auch hinsichtlich des gleichzeitigen Auftretens von Kälte und Wind) noch durch die Analyse der Erfahrungen aus dem Winter 2012 in Frage gestellt werden.

Die Studien zur Extremkälte im Kernkraftwerksblock CPY, einschließlich thermischer Untersuchungen und Funktionsanalysen, haben ergeben, 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 Sollwerteneinstellung bestimmter Luftherhitzer 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 sowie die Funktionsanalysen und die 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 Rückfallkapazität und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks in einer Situation zu überprüfen, in der eine „Grand Froid“-Belastung mit erschwerendem Faktor kumuliert auftritt.

Was die Pumpstation betrifft, so würde die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer aktiven Anlage, die im Hinblick auf die „Grand Froid“-Ereignisse erforderlich ist, höchstens zum Ausfall der Kältequelle in einem Reaktorblock führen. Da unter diesen Bedingungen die ASG-Nachspeisung durch das SER mittels Schwerkraft verfügbar ist, ist die Rückfallfähigkeit und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks gewährleistet, und die Situation wird daher als akzeptabel eingestuft.

Die aktiven Anlagen, die im Hinblick auf 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 Temperaturen, die in den Sicherheitsstudien für die Einwirkungsart „Grand Froid“ im Rahmen des 4 RP 900 erneut überprüft.

Methodische Weiterentwicklungen und die Aktualisierung bestimmter Studienannahmen führten dazu, dass Änderungen an den Anlagen oder deren Betrieb erforderlich wurden, um die zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS einzuhalten.

## **Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Für den konventionellen Block zeigen die Ergebnisse der thermischen Studien „Grand Froid“ 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 Staukammern, 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 der 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 permanenten Betrieb von mindestens einer SEC-Pumpe pro Leitung zu schützen (die Wasserzirkulation in den Rohrleitungen schützt vor Vereisung).

In Phase B werden diese Risiken der Nichteinhaltung durch eine materielle Änderung der Wärmedämmung der Rohrleitungen sowie der 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 „Betriebsänderung – Änderung der Sollwert-Einstellung der DVN-Lufterhitzer“ wurde im Block 4 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 einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens in Phase B vorgesehen ist.

## 2.2.1.10 Belastungen durch die kalte Quelle „“

### Allgemeiner Teil: Lagerung

#### ❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Im Rahmen des 4. RP 900 besteht das von EDF angestrebte Ziel zur Verbesserung der Sicherheit hinsichtlich spezifischer Beanspruchungen der Kaltwasserquelle darin, die Robustheit der Anlagen gegenüber diesen Beanspruchungen oder Phänomenen durch die Konkretisierung der Sicherheitsanforderungen für die Pumpstationen zu überprüfen.

Die Beanspruchungen „*Frasil*“ und „Eisbildung“, „*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 Verschlämmung/Verlandung),
- die plausiblen Häufungen oder Kombinationen dieser Einflüsse oder Phänomene zu berücksichtigen.

Diese Elemente waren Gegenstand einer Untersuchung im Rahmen des Themas „*Anfälligkeit von Kühlwasserquellen gegenüber externen Einflüssen*“ der GP REX 2009–2011.

Das Sicherheitsreferenzsystem für Pumpstationen für das 4. RP 900 berücksichtigt diese verschiedenen Untersuchungen, insbesondere in Bezug auf folgende Punkte:

- Verbesserung der Charakterisierung des Vereisungsphänomens und der Berücksichtigung der Kumulierung von „*extremer Kälte / Niedrigwasser*“ durch die Entwicklung der Methodik „*Vereisung*“,
- Berücksichtigung des Kombinationsereignisses „*Frasil + winterliche Niedrigwasserstände*“,
- Änderung des Schutzprinzips gegen Frostbildung bei Kühlregalen mit offenem Kühlkreislauf,

#### ❖ Zusammenfassung der Studien

- **Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES), Frasil, massiver Zulauf von Sedimenten (AMC), Zulauf einer Kohlenwasserstoffschicht, Versandung/Verlandung:**

Die Ergebnisse dieser Studien und die sich daraus ergebenden Änderungen werden im Abschnitt zu den spezifischen Merkmalen der Blöcke dargestellt, da sie standortabhängig sind.

- **Eisbildung**

Die Studien zeigen, dass die 900er- 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 der Reaktorlaufzeit (WENRA)**

Sensitivitätsanalysen in Bezug auf einen erschwerenden Faktor oder längere Betreiberfristen zeigen, dass:

- die Anwendung eines Verschärfungsfaktors gemäß den für Aggressionsstudien festgelegten allgemeinen Regeln keine Auswirkungen auf die für die Kaltquelle spezifischen Aggressionen hat,
- die Berücksichtigung einer Bedienungsverzögerung von 35 Minuten für Maßnahmen vor Ort stellt die Schlussfolgerungen der Robustheitsanalysen der Pumpstationen hinsichtlich der spezifischen Aggressionen der

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

- Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)

Der PBES-Pegel des Kernkraftwerks Tricastin wurde neu bewertet. Die mit den neuen PBES-Werten durchgeführte Überprüfung der Versorgung der Sicherheitspumpen kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen ohne zusätzliche Änderungen robust sind.

Der Schutz der Blöcke vor einem außergewöhnlich niedrigen Wasserstand beruht auf dem Vorhandensein einer Sicherheitsschwelle im Donzère-Mondragon-Kanal, die 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-Angriffsszenarios zu verbessern, in Anlehnung an das Referenzsystem „Pumpstation“.

- Massiver Eintrag von Füllmaterial (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 Elementen beruhen:

- Filtervorrichtungen (Vorfiltergitter und Kettenfilter),
- der Funktionsfähigkeit der Niederdruckreinigung und der langsamen Drehung der Kettenfilter, wodurch die auf den Filterplatten angesammelten Rückstände abgelöst und entfernt werden können,
- den 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 Falle einer massiven Verstopfung der SEC-Vorfiltergitter vom Kontrollraum aus die Umschaltung des SEC/RRI-Kanals vornimmt.

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 „Kohlenwasserstoff“-Eindringungen, da die Wahrscheinlichkeit besteht, dass sich eine Kohlenwasserstoffschicht vor der Pumpstation bildet.

Studien zur Analyse der Leistungsfähigkeit der Systeme der Pumpstation im Falle des Eintreffens einer Ölteppichflut 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 Ölteppichbildung 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 reißen 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/Verschlammung 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 Filteranlage“ wurde am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Umbauarbeiten PNPP1723 „Einrichtung einer Winterrückführung für nicht robuste Standorte bei Eisbildung“, die darin bestehen, das Warmwasser aus den SEC-Ableitungen der Blöcke 3 und 4 vor die SEC-Vorfiltergitter der vier Blöcke zu leiten, wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig abgeschlossen. Derzeit laufen die Einstellungsversuche.

## 2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind verursachte Projektile

### Allgemeiner Teil Abschnitt

#### ❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Das Ziel für das <sup>4</sup> 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 <sup>des</sup> <sup>3</sup>. 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 Schächten 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 hinsichtlich der Einwirkung von durch starken Wind 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 durch starken Wind kein Risiko einer Überdrehzahl der Ventilatoren besteht.

Schließlich hat EDF im Anschluss an die Untersuchung des Themas PGGV im Rahmen des <sup>3</sup>. RP 1300 Betriebsvorschriften vorgesehen, die bei starkem Wind die Durchführung von Sichtprüfungen an den für starken Wind anfälligen EIP vorschreiben. Das 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 Zeitempfindlichkeit (WENRA)

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals hat keine Auswirkungen auf die Anlage. Denn:

- 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

#### - Konventioneller Block

Die Studien zur PGGV-Belastung, 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 stark abzuschwächen.

Die Änderung „Einbau von PGGV-Schutzgittern am Standort Tricastin“ (PNPE1165) besteht darin, bestehende 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 4 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 RPC durch, die darin besteht, die Anlagen nach einem Sturm zu inspizieren, um sicherzustellen, dass keine Schäden an den Anlagen vorliegen, und den Betrieb unter Einhaltung aller Sicherheitsanforderungen fortzusetzen.

Die Sensitivitätsanalyse hinsichtlich des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeit des Betreibers gemäß den WENRA-Referenzwerten kommt zu dem Schluss, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb bestehen.

### Zustandsbericht zum Reaktorblock

Die Sonderbetriebsvorschrift „Durchführung von Sichtprüfungen an windempfindlichen EIP bei starkem Wind“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin angewendet.

Die Sonderbetriebsvorschrift „Schweres Wetterereignis“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPE1165 „Installation von PGGV-Schutzgittern am Standort Tricastin“ wurde am Block 3 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

## 2.2.1.12 Tornado

### Allgemeiner Teil – Reaktorblock

#### ❖ 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 abzudecken, die über einem Richtwert von  $10^{-4}$ /Jahr liegt. 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 von Gebäuden und Bauwerken abgedeckt, die höhere Windlasten vorschreibt,
- die hypothetischen Geschosse werden durch die im Rahmen der Referenzbelastung „Durch starken Wind erzeugte Geschosse“ (PGGV) untersuchten Geschosse 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 schwerwiegenderer Phänomene bei der Auslegung gewährleistet.

Darüber hinaus wird EDF im Rahmen der weiteren Untersuchungen der generischen Phase des 4. RP 900 spätestens fünf Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung einen Tornado der Intensität EF2 auf der Fujita-Skala als Referenzgefahrenstufe festlegen, definiert durch die für diese Intensität 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:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten;
- sind keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten.

#### ❖ **Schlussfolgerung**

Die Untersuchungen zum Referenz-Tornado (Intensitätsstufe EF0 auf der Fujita-Skala) zeigen, dass die Maßnahmen, die im Rahmen der Reaktorkonstruktion sowie gemäß den Vorgaben für „Starkwind und durch Starkwind erzeugte Geschosse“ getroffen wurden, die Anlage gegen diese Einwirkung widerstandsfähig machen.

Im Rahmen der Folgemaßnahmen zur Prüfung des <sup>4</sup> RP 900 wird die in der Sicherheitsnachweisung berücksichtigte Referenz-Tornado-Stufe spätestens 5 Jahre nach Einreichung des RCR erhöht (Intensitätsstufe EF2 auf der Fujita-Skala).

## **Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist gegenüber dem Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

### Zwischenbilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Kamines bei SMS, Grand Vent und Tornade EF2“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens in Phase B umgesetzt.

## **2.2.1.13 Blitzschlag und elektromagnetische Störungen (EMI) Externe**

### **Allgemeiner Teil „Lagerung“**

#### ❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

EDF hat anlässlich des <sup>4</sup> 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 besteht in der Durchführung von Studien, die für jeden Standort dokumentiert sind 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 weitergeleitet werden können. Sie hat zum Ziel:
  - die Anfälligkeit der Verbindungen zwischen Gebäuden zu analysieren, indem Überspannungsberechnungen an den Verbindungen durchgeführt werden, die an sogenannte „*Zielgebäude*“ angeschlossen sind,
  - eine Liste der Schutzmaßnahmen zu erstellen, die an den zu schützenden Verbindungen zu installieren sind.

Zur Ermittlung potenzieller Blitzeinschlagspunkte (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 Installation 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) wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- keine aktiven Einrichtungen erforderlich sind, um den Blitzschutz zu gewährleisten,
- Es sind keine Maßnahmen seitens des Betreibers erforderlich, um den Blitzschutz zu gewährleisten.

#### ❖ Fazit

Die im Rahmen des Schutzes vor „*Blitzschlag und externen elektromagnetischen Störungen*“ durchgeführten Studien haben gezeigt, dass an allen Standorten nur begrenzte Änderungen erforderlich sind, um die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Blitzschutzziele zu erreichen.

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

### Bilanz des Zustands des

Blocks Die Änderungen:

- PNPP1951 „Einbau von Blitzableitern“,
- PNPE1109 Band D „Sanierung von Freileitungsmasten – Teil LGR – Blitzableiter“,

wurden vollständig am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

## 2.2.1.14 Schnee

### Allgemeiner Teil Lager

#### ❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Ziel ist es, die Robustheit der Sicherheitsziele in einer Situation mit Schneelast zu gewährleisten, die gemäß den Regeln „Schnee und Wind“ von 1965, Ausgabe 2009, neu bewertet wurde.

Die Gebäude und Anlagen der Kernkraftwerksblöcke der CPY-Stufe wurden nach den „Schnee und Wind“ von 1965 ausgelegt, 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“-Regeln, Ausgabe 2009, auf die 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-Stamms hat die Weiterentwicklung der „Schnee- und Wind“-Regeln 65 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“ der Ausgabe 2000.

Sowohl für den Kernkraftwerksbereich als auch für den konventionellen Bereich ergaben die Überprüfungen, dass die Bauwerke und Ausrüstungen den „NV65-Vorschriften“ in der Fassung von 2009 entsprechen. Im Rahmen des 4. RP 900 sind daher keine Änderungen erforderlich.

Was die Sensitivität dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und Verzögerungen durch den Betreiber (WENRA-Referenzwerte) betrifft, wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten,
- es sind keine Maßnahmen durch das Bedienpersonal erforderlich, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten.

#### ❖ Fazit

Die für die Standorte des Palier CPY durchgeführten Studien kamen zu dem Ergebnis, dass die Bauwerke und Anlagen den Vorschriften der NV65, Ausgabe 2009, entsprechen. Die Sensitivitätsanalysen unter Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeit des Bedienpersonals (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 4 des Kernkraftwerks Tricastin

#### Besonderheiten des Blocks

Block 4 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 vierten Betriebsabschnitt des Kernkraftwerks Tricastin.

## 2.2.1.15 Risikomanagement im Bereich der industriellen Strahl

### Allgemeiner Teil – Reaktorblock

#### ❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

##### ➤ Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks

Die Risikokontrolle im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen erfolgt durch die Überwachung der entsprechenden Umgebung und die Bewertung der damit verbundenen Risiken für die Kernkraftwerksanlagen. Die Risikoanalyse basiert auf der Anwendung der grundlegenden Sicherheitsvorschrift RFS I-2.d.

Die folgenden Gruppen potenzieller Gefahrenquellen werden berücksichtigt:

- Ortsfeste Industrieanlagen wie Lagerstätten und Produktionsanlagen;
- Transportleitungen (Gas- und Ölpipelines);
- Die verschiedenen Transportarten für Gefahrgut (Straße, Schiene, Binnenschifffahrt oder Seeschifffahrt) außerhalb des Standorts.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im Rahmen des <sup>4</sup>. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten, zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Bewältigung der Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen auf die Aktualisierung der Unfallparameter unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab.

Im Rahmen des <sup>4</sup>. RP 900 berücksichtigt EDF zudem die von der ASN im Rahmen des <sup>3</sup>. RP 1300 formulierten Anforderungen, die EDF insbesondere dazu veranlasst haben, die Methodik zur Bewertung des Unfallparameters zu aktualisieren.

##### ➤ Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks

Im Rahmen des <sup>4</sup>. RP 900 hat EDF der ASN einen Rahmenvermerk zur „Methodik zur Behandlung der Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb der Kernkraftwerke“ 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 <sup>3</sup>. 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 Verkehrswegen: EDF plant 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 aktualisierten Unfallparameter , die im Rahmen des 3 RP 1300 erstellt wurden und für das 4 RP 900 übernommen werden.

Das Sicherheitsziel der Studien zum 4. Reaktorblock der 900-MWe-Anlage besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktueller Daten zur Unfallstatistik und der standortspezifischen Umweltdaten neu zu bewerten. Zu diesem Zweck werden folgende Daten aktualisiert:

- Die Werte der Unfallparameter;
- Die standortspezifischen Umweltdaten: Lage der ICPE, Rohrleitungen, Verkehrswege mit dem damit verbundenen Gefahrguttransport.

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.

Hinsichtlich der Sensitivität dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und Reaktionszeiten des Betreibers (WENRA-Referenzwerte) werden keine Auswirkungen festgestellt, 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 Betreibers erforderlich sind.

#### ➤ **Interner 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 zu untersuchen, bevor die Wahrscheinlichkeit der Erreichung der maximal zulässigen Belastungswerte für diese Ziele bewertet wird,
- die Risikobewertung im Zusammenhang mit Lkw-Bränden 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 Reaktorblocks dargestellt, da sie standortabhängig sind.

## Abschnitt speziell zu Block 4 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 betrachteten Gefahrenereignisse sowie die Entfernungen in Bezug auf die verschiedenen Verkehrswege führen dazu, dass die meisten Szenarien deterministisch ausgeschlossen werden können.

Die durchgeführten deterministischen und probabilistischen Studien führen, soweit erforderlich, zu einem vernachlässigbaren Explosionsrisiko (in der Größenordnung von  $10^{-7}$  / Jahr.Reaktor) für alle Arten von Gefahrenquellen.

#### - Toxisches Risiko

Ziel der Studie ist es, das Vergiftungsrisiko für das Personal im Kontrollraum im Zusammenhang mit Industrieanlagen und dem Transport gefährlicher Güter auf den Verkehrswegen in der Nähe des Kernkraftwerks Tricastin zu bewerten und somit die Beeinträchtigung der Fähigkeit der Bediener im Kontrollraum, den Reaktorblock in einem sicheren Zustand zu halten, durch Vergiftung zu quantifizieren.

Die berücksichtigten Gefahrenereignisse sowie die Entfernungen in Bezug auf die verschiedenen Verkehrswegen schließen die meisten Szenarien deterministisch aus. Die bei Bedarf durchgeführte probabilistische Studie zeigt, dass das Ausfallrisiko (in der Größenordnung von  $10^{-8}$  / Jahr.Reaktor) für alle Arten von Gefahrenquellen vernachlässigbar ist.

#### - Externes Brandrisiko

Ziel der Studie ist es, für die betreffenden Produkte das Risiko einer Brandauslösung in Gebäuden, die Sicherheitsfunktionen erfüllen, sowie das Risiko einer Rauchvergiftung 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 externen Einwirkungen, die auf menschliche Aktivitäten zurückzuführen sind.

Diese Ergebnisse für das Kernkraftwerk Tricastin entsprechen den in der RFS I-2.d festgelegten Richtwerten.

➤ Interner 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 der baulichen Anlagen es ermöglichen, das Risiko einer Explosion, eines Brandes und der Freisetzung gefährlicher Stoffe durch einen Lkw, der gefährliche Güter innerhalb eines Standorts transportiert, zu begrenzen. Diese Untersuchung belegt, dass keine mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenen Gefahren Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Tricastin haben.

❖ **Schlussfolgerung**

Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks

Durch die Aktualisierung der Methodik konnten die Ergebnisse der thematischen Untersuchung im Rahmen des GP Orientations 4<sup>ème</sup> 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 von Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb von Kernkraftwerken, die die Anweisungen des 3. RP 1300 sowie bestimmte Anforderungen der ASN berücksichtigt, wurde auf das Kernkraftwerk Tricastin übertragen. 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin.

**2.2.1.16 Risikokontrolle im Bereich Luft**

**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 Kernkraftwerke. 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 Gefahren gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) gilt, zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Bewältigung des Luftfahrtrisikos auf die Aktualisierung der Eingabedaten (Verkehrsaufkommen, Sicherheitsziele) unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab. Die generischen Entwicklungen für alle Bedrohungsszenarien (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 Grundregel für

Sicherheitsgrundregel I-2.a neu bewertet, die auf einem probabilistischen Ansatz basiert, um das Risiko einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze zu bewerten.

Gemäß dieser Grundsicherheitsregel (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 ähnlichen Folgen Rechnung zu tragen, legt die RFS I-2.a für jede betrachtete Familie von Einwirkungsquellen eine Größenordnung für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von  $10^{-7}$  / Jahr.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 Änderungen der Anforderungen hinsichtlich des allgemeinen Vorgehens bei Übergriffen (vgl. 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 des Bedieners erforderlich, um die Beherrschung des Luftrisikos 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 Flugzeugs 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 4 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  $10^{-7}$  pro Jahr und Reaktor für jede der drei Funktionen und pro Luftfahrtbranche (Allgemeine Luftfahrt, gewerbliche Luftfahrt und militärische Luftfahrt).

Diese Ergebnisse für das Kernkraftwerk Tricastin entsprechen 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 im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin.

#### 2.2.1.17 Ergänzende Studien „“

### Allgemeiner Teil: Reaktorraum

#### ➤ Strahlungsbedingte Folgen von Angriffen

#### ❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Bewertung der radiologischen Folgen von Störfällen ist ein integraler 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 Auslegungsstörfälle.

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 Einwirkungen, 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, Beanspruchungen auszuschließen, bei denen aufgrund der bei der Auslegung der Gebäude und/oder Systeme getroffenen Vorkehrungen kein Risiko radiologischer Folgen besteht (einschließlich auf der Grundlage probabilistischer Kriterien unter 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 und greift nur dann auf spezielle Berechnungen zurück, wenn dies erforderlich ist;
- Die entsprechenden Berechnungen können auf der Grundlage realistischer Annahmen durchgeführt werden, die gleichzeitig angemessen konservativ sind und mit den Regeln für die Beanspruchungsanalyse im Einklang stehen.

- Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Szenarien:

Die Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Hüllszenarien kann auf qualitativen oder quantitativen Ansätzen beruhen. Wenn eine Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit angesichts des aktuellen Wissensstands nicht möglich ist, zieht EDF eine Einordnung dieser Eintrittswahrscheinlichkeit vor und vergleicht die Ergebnisse der Hüllszenarien unter strengerer Berücksichtigung 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 Einfallsszenarien 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 R1333-11 des französischen Gesundheitsgesetzbuchs).

- Vergleich der radiologischen Folgen mit den Grenzwerten:

Sobald die Wahrscheinlichkeit des Szenarios eingrenzt wurde, kann der Vergleich der radiologischen Folgen pauschal mit den Dosisgrenzwerten der Kategorie durchgeführt werden, die der Obergrenze der Einengung entspricht (was den strengsten Dosisgrenzwerten entspricht).

Die ausgewählten Hüllszenarien sind die Szenarien, die mit den folgenden Einwirkungen verbunden sind:

- Die durch den starken Wind verursachten Geschosse;
- Erdbeben;
- Rohrbrüche und Überschwemmungen im Gebäude;
- Feuer.

Ein Rahmen-Szenario für die Einwirkungsart „Interne Explosion“ ist ebenfalls im Hinblick auf die Robustheit definiert.

Die folgenden Einwirkungen werden durch die Anwendung der entsprechenden grundlegenden Sicherheitsvorschriften abgedeckt:

- Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen – Explosionen außerhalb des Standorts;
- Risiken im Zusammenhang mit Flugzeugabstürzen.

Durch Anwendung der Grundlegenden Sicherheitsregeln wird für diese Einwirkungen überprüft, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze unter  $10^{-6}$  / Jahr.Reaktor liegt.

Bestimmte Störfälle, die zu Szenarien mit der Mobilisierung von Strahlungsquellen mit sehr geringer Aktivität führen können oder hinsichtlich der Freisetzungen durch andere Szenarien abgedeckt sind, waren nicht Gegenstand einer gesonderten 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 ausgewählten Szenarien aufgrund ihres Rahmencharakters nachgewiesen.

### ❖ **Schlussfolgerung**

Die Überprüfung der Akzeptanz der radiologischen Folgen von Störfällen interner oder externer Ursache wurde gemäß der für das <sup>3</sup>. RP 1300 angewandten Methodik durchgeführt. Die Schlussfolgerungen der Studien belegen die Akzeptanz der radiologischen Folgen von Störfällen im Hinblick auf die für das <sup>4</sup>. RP 900 angestrebten Ziele.

#### ➤ **Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung von Maßnahmen im Falle eines Angriffs**

Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass Angriffe keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der vor Ort erforderlichen Maßnahmen zur Bewältigung einer Angriffssituation beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Durchführung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele der Angriffsszenarien 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 Vorhandensein von Umgebungsbedingungen, die durch den Angriff verursacht werden und die Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen erforderlich sind, unzugänglich machen können (Rauch und Feuer bei einem Brandangriff, oder Wind und Geschosse beispielsweise bei einem PGGV-Angriff).

Die Angriffe, die anhand dieser Kriterien überprüft wurden, sind die folgenden:

- Wasserschäden im Innenbereich und Rohrbrüche,
- Erdbeben,
- Brand,
- äußere Überschwemmung,
- extreme Kälte,
- Hitzewelle,
- PGGV.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP 900 auf der CPY-Ebene durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen

in den Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Störfällen erforderlich wären, stellen die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die Maßnahmen in diesen Räumlichkeiten über den erforderlichen Zeitraum hinweg durchzuführen.

Ergänzend dazu hat 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 überprüft, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Rahmen der Demonstration 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). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsänderung, um den Einsatz von Selbststeuerungszellen zu ermöglichen, damit die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Änderung in Phase B vorgesehen;
- Umsetzung des Leitfadens für den Strahlenschutz in radiologischen Notfällen spätestens in Phase B – Ergänzungen;
- Bereitstellung der Liste der Räume mit Kreislaufsystemen (Unfälle ohne und mit Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Reaktorbehälter an den Betreiber spätestens in der Phase B – Ergänzungen;
- Aktualisierung der Sonderregel für das Verhalten bei Unwettern, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die Vorab-Anbindung der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu veranlassen. Umsetzung Aktualisierung ist in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus wird derzeit auf der CPY-Ebene eine Lösung entwickelt, um zu vermeiden, dass in einer H3-Situation im API-Zustand NSO auf das Innere des BR zugegriffen werden muss. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der Phase B (Ergänzungen) umzusetzen.

## **Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier“-Zustands auf.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

In Bezug auf dieses Thema gibt es keine Änderungen im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin.

## **2.2.2 Anstreben eines Kernschmelzrisikos, das Störfälle von etwa $10^{-5}$ pro Jahr einbezieht. Reaktor**

### **Allgemeiner Teil Stufe**

In Übereinstimmung mit Artikel 3.3 des geänderten Erlasses 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 Freisetzungen 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 im Anschluss an diese 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,
- den aktuellen Wissensstand hinsichtlich der Charakterisierung der Auswirkungen auf die Anlage,
- die mit den Beanspruchungen verbundenen Risiken in Abhängigkeit von deren Häufigkeit und potenziellen Folgen,
- die zum Ablauf des <sup>4.</sup> RP 900 vorgesehenen Anlagen- und Betriebsänderungen, insbesondere die Änderungen nach Fukushima.

Die Belastungen, die im Anschluss an die Screening-Analyse berücksichtigt wurden, für die jedoch die Entwicklung probabilistischer Analysen im Rahmen des <sup>4.</sup> RP 900 als nicht 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 <sup>4</sup> RP 900 angesichts der Auslegungsspielräume, der Vorhersehbarkeit der Einwirkung und ihrer ausreichend langsamen Kinetik, die die Einrichtung zusätzlicher Resilienzmaßnahmen ermöglicht, nicht berücksichtigt.

- 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 <sup>4</sup>. RP 900 eine probabilistische Analyse des Risikos durchgeführt, das mit einer Überschwemmung infolge eines Rohrbruchs im CRF-Kühlwasserkreislauf im Maschinenraum verbunden ist. Die Erkenntnisse dieser Analyse werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Ziel des probabilistischen Ansatzes ist es, 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 <sup>4</sup>. 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 befasst sich ausschließlich mit den Auslegungsszenarien der Stufe 1, die das Reaktorgebäude betreffen. Die Auslegungsszenarien der Stufe 2 werden in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze behandelt. Die Auslegungsszenarien im Zusammenhang mit der Untersuchung der Freilegung von Brennelementen im Lagerbecken werden in Abschnitt 3 – Lagerbecken behandelt.

### 2.2.2.1 EPS „ (Brand)

Im Rahmen des <sup>4</sup>. 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 <sup>3</sup>. 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 Freilegung des im Abklingbecken gelagerten Brennstoffs (auf der Grundlage eines sogenannten „BK-Modells“) für den Reaktorbetrieb oder den Stillstand (EPS der Stufe 1) im Falle eines Brandes im Brennstoffgebäude (BK). Die Ergebnisse dieser Sicherheitsanalyse sind in Abschnitt 3 dargestellt,

- das Risiko von Freisetzungen in die Atmosphäre im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge eines Brandes zu bewerten (EPS der Stufe 2). Die Ergebnisse dieser EPS sind 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.), deren Ausfall durch einen Brand 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 einen ungewollten Transienten auslösen kann, 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 jedes der aus Phase 1 stammenden Brandvolumina eine pauschale Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos vorgenommen. In dieser Phase wird konservativ davon ausgegangen, dass unabhängig vom Ausbruch des Brandes in einem Brandvolumen alle darin befindlichen Anlagen systematisch durch den Brand zerstört werden.

Die Brandausbruchhäufigkeit des Brandraums wird aus der Summe der individuellen Brandausbruchhäufigkeiten aller im Brandraum vorhandenen Materialien berechnet, die als „*Brandausbruchsquelle*“ gelten.

Am Ende dieser Phase wird jedes Brandszenario, das einen Zündauslöser hervorruft, konservativ modelliert, und die damit verbundenen Transienten 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 maßgeblich ermittelten Brandvolumina zu verfeinern, indem die Art der Brandursachen, die physikalische Ausbreitung des Brandes sowie die (automatischen und manuellen) Brandmelde- und Löschanlagen 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.

Am Ende dieser Phase wird jedes Brandszenario, das ein in Phase 2 festgelegtes Feuervolumen beinhaltet und einen Zündstoff erzeugt, realistisch modelliert, und die damit verbundenen Transienten 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 Elektraums berücksichtigen.

Das mit dem Brand-EPS verbundene Gesamtkernschmelzrisiko (RFC) ist dann die Summe aus den in Phase 2 quantifizierten, konservativ geschätzten RFCs für die Brandabschnitte und den realistischeren RFCs der in Phase 3 quantifizierten Brandabschnitte.

➤ **Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse, Zusammenfassung der Ergebnisse (Phase 4)**

Diese letzte Phase der Brand-EPS umfasst:

- 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 zeigt den maßgeblichen Beitrag des Elektrizgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes auf, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrizgebäude 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 (PNPE1258 und PNPE1277) sowie die Umsetzung der im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktorklasse eingeführten „Hard Core“-Maßnahmen ermöglichen es jedoch, dieses Risiko zu verringern.

Die durch die Brand-EPS 900 hervorgehobene Gruppe der vorherrschenden 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 Elektraums 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 hat die Erkenntnisse aus der Brand-EPS in Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] (Teil zum Risiko einer Kernschmelze) genutzt, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassen wurde, und Folgendes ermittelt:*

- *Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder zur Freilegung von Brennelementen im Lagerbecken beiträgt;*
- *Räume, deren Unterteilung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzusatzsystemen oder der Kühlsysteme des Brennelementlagbeckens.*

### 2.2.2.2 EPS Interne Explosions

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 für interne Explosionen 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 Wasserstoffleitungen mit demontierbaren Bauteilen (Ventile, Klappen, Mannlöcher, Messgeräte usw.) befinden,
- die Räume, in denen sich Wasserstoff erzeugende Verfahren befinden (Batterieräume),
- der Maschinenraum.

Die entwickelte Methodik ermöglicht es, im Einklang mit dem zeitlichen Ablauf des Ereignisses die Häufigkeit der Bildung 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, Absperrventile, 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 Sicherheitssystemen.

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, indem 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 bisherigen 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 im BL befindlichen Batterieräumen 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 Überflutung

Im Rahmen des 4RP 900 hat EDF eine interne Überschwemmungs-EPS der Stufe 1 in Übereinstimmung mit internationalen Praktiken durchgeführt.

❖ **Methodik**

Der für die interne Hochwasser-Risikobewertung 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 wird das Kernkraftwerk Tricastin als repräsentativer Referenzstandort der CPY-Stufe für die Studie zur internen Überflutung ausgewählt. Konkret wird Block 1 für die Bewertung herangezogen. Interne Überflutungszonen (ZII) werden entsprechend den 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 Hochwasserszenarios auf den untersuchten Bereich werden ermittelt, indem die potenziell ausgelösten Auslöser sowie die durch die Einwirkung unzugänglich gewordenen Anlagen 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 Dammbürchen und andererseits vorunfallbedingte menschliches Versagen (Wartung, Leitungsfehler) als potenzielle Ursachen für eine interne Überflutung berücksichtigt werden.

Die Benachteiligung 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 Überflutungsszenario, das einen Auslöser hervorruft, modelliert und die damit verbundenen Transienten bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge einer internen Überflutung abzuschätzen.

### ❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die interne Überschwemmungs-Sicherheitsüberprüfung (EPS) zeigt den maßgeblichen Beitrag des Elektrikgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge einer internen Überschwemmung auf, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte eine Überschwemmung im Elektrikgebäude 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<sup>4</sup> 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 Elektrikgebäudes – Bodenablauf“ (PNPE1279) geführt. Diese Änderung zielt darauf ab, eine Wasseransammlung in den Räumen des Trakts B im 4. Stock des Elektrikgebäudes zu verhindern, wenn die Überschwemmung aus den Räumen des Trakts A stammt. Zudem wurde die Dichtheit der Bodenabläufe der ARE-VVP-Kammern bei einer 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.

Durch die Umsetzung dieser Änderung sowie die Einführung der „Noyau Dur“-Maßnahmen im Rahmen des<sup>4</sup> RP 900 lässt sich das Risiko einer Kernschmelze deutlich senken, das dann bei etwa  $10^{-6}$  pro Jahr und Reaktor liegt.

#### **2.2.2.4 EPS bei externer Überflutung**

Das externe Überflutungs-EPS wurde erstmals für die im Betrieb befindlichen Reaktoren der 4-RP 900-Reaktoren und stellt somit eine technische Innovation im Bereich der Sicherheitsmaßnahmen für den französischen Reaktorpark dar.

#### ❖ Methodik

Die externe Hochwasser-Sicherheitsbewertung der CPY-Generation wird für jeden der anfälligen 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 Flusshochwassers vorgesehene allgemeine Analyseansatz umfasst drei Schritte:

- Schritt 1 „*Charakterisierung des Gefahrenereignisses*“ – Die Durchflussmessdaten für jedes Kernkraftwerk liegen für einen Zeitraum von etwa 100 Jahren vor. Die Repräsentativität der statistischen Hochrechnungen auf  
Ausgehend von diesen Datensätzen bis hin zu Werten für ein tausendjähriges Hochwasser wird ein 70-prozentiges Konfidenzintervall herangezogen, 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 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 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-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 angepasster und schrittweiser Weise auf die gesamte CPY-Stufe 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 am besten geeignet für detaillierte probabilistische Analyse. Die Ergebnisse und Erkenntnisse dieser Studien dienen als Grundlage für die seismischen Risikobewertungen der übrigen Anlagen der CPY-Stufe.

Der für die Erdbeben-EPS vom Typ 1 gewählte Ansatz umfasst die folgenden Hauptschritte:

- a) Die Erdbebenrisikostudie: 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,
- eine Phase der Auswahl der Auslöser,
- eine Phase der funktionalen Analyse der Unfallsequenzen, die zur Entwicklung des Modells EPS Séisme führt.

c) Erstellung der Fragilitätskurven für die Elemente der SEL: Dabei gilt es, für jedes in der SEL enthaltene SSC die Fragilitätskurve zu erstellen, die die bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit 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: Hier geht es darum, die Ergebnisse der seismischen Gefahrenstudie, der Systemanalyse und der Funktionsanalyse sowie der Fragilitätskurven zu kombinieren, um die Häufigkeiten von Kernschmelzen, der Freilegung von Brennstoff im Brennelementbecken 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 Erdbeben-EPS-Studien (Studien vom Typ 2) werden im Einklang mit internationalen Praktiken und mit dem gleichen Detaillierungsgrad wie eine Studie vom Typ 1 durchgeführt, ihre Umsetzung profitiert jedoch von den gewonnenen Erfahrungen und den Entwicklungen, die für die Erdbeben-EPS-Studien von Chinon und Tricastin (Typ 1) der CPY-Stufe vorgenommen wurden.

Für die Standorte der CPY-Stufe, für die angesichts ihrer Seismizität ein geringes Erdbebenrisiko erwartet wird, ist die Durchführung einer vollständigen Erdbeben-EPS mit einer spezifischen Identifizierung der wichtigsten Risikofaktoren im Verhältnis zu den Herausforderungen nicht gerechtfertigt. Eine vereinfachte Studie zur Bewertung eines repräsentativen Werts für das Erdbebenrisiko der Anlage (Studie vom Typ 3) wird aus den Erkenntnissen der anderen Erdbeben-EPS des CPY-Stufenmodells 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 Kontrolle von „Noyau Dur“-Situationen, wie sie in den ASN-Entscheidungen von 2014 nach dem Unfall von Fukushima vorgeschrieben wurden, 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 führen die probabilistischen Bewertungen der CPY-Generation zu einer Schätzung des Kernschmelzrisikos nach der vierten periodischen Überprüfung in der Größenordnung von etwa  $10^{-5}$  pro Reaktorjahr. Die Hauptursachen für diese Schätzung sind Brände im Elektroraum.

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

#### - Erkenntnisse aus der externen Hochwasser-EPS:

Eine probabilistische Analyse von Flusshochwasser wurde in Tricastin durchgeführt (TTS des CPY-Stufenplans). 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 jenseits des CM3-Niveaus entsteht (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 der Erdbeben-EPS:

Aus dem Erdbeben-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 repräsentativen Reaktorblock des Kernkraftwerks Tricastin liegt in der Größenordnung von einigen  $10^{-6}$  pro Jahr und Reaktor. Die „Noyau Dur“-Maßnahmen ermöglichen es, das Risiko einer Kernschmelze bei Erdbebenstärken bis hin zum SMS (Wiederkehrperiode von 10.000 bis 20.000 Jahren) um mehr als 70 % zu verringern.
- Erdbeben, die weit über das SND hinausgehen (mit einer Wiederkehrperiode von mehreren hunderttausend Jahren), haben ein überwiegendes Gewicht. Da die Methoden darauf abzielen, eine grobe Schätzung der Eintrittswahrscheinlichkeit dieser Erdbeben, spiegelt das Gewicht dieser Erdbeben die Grenzen der Methoden wider, die zur Bewertung der Wahrscheinlichkeit solcher Ereignisse in erdbebenarmen Ländern wie Frankreich eingesetzt werden, und nicht das mit diesen Erdbeben verbundene Risiko.
- Da das Versagen der Brennstoffbehälter 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:

- PNPP1943 „Isolierung des Reaktorkernraums bei Erdbeben, die über die Referenzwerte hinausgehen“,
- PNPE1279 „Schutz vor innerem Hochwasser in den Räumen des Trakts B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf“,
- PNPE1216 „Änderung an der Steuerkette der SEBIM-Ventile, um jegliches Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens im Brandfall in den Elektroräumen zu vermeiden“,
- PNPE1330 Band A „Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP) im Batterieraum“ (Raum L311),
- PNPE1238 „Erhöhung der Erdbebensicherheit der Heizölbehälter“,

wurden im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und der festen Nachspeiseleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“,
- PNPE1330 Band B „Aufrechterhaltung der H<sub>2</sub>-Absaugung bei Ausfall der LBi-Quellen“ (Batterieräume außerhalb von L311),
- PNPE1277 „Brandschutz für Kabel“,

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

## **2.3 SCHLUSSFOLGERUNG**

Die Umsetzung der Ziele hinsichtlich der Belastungen basiert auf zwei sich ergänzenden Aspekten: dem deterministischen und dem probabilistischen Ansatz.

Die deterministischen Studien ermöglichen eine Neubewertung der Auslegungsanforderungen der Anlagen, um insbesondere den Zustand der Anlage, die Betriebserfahrungen, den Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie 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 Beanspruchungen zu definieren, die darauf abzielen, die Risiken von Gemeinsame-Modus-Ereignissen bei den für die Rückkehr in einen sicheren Zustand und dessen Aufrechterhaltung erforderlichen Systemen zu minimieren und die Akzeptanz der radiologischen Folgen dieser Beanspruchungen 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 Sicherheitsanalysen, 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 im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4· RP 900 nachzukommen.

### **ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBECKEN**

## INHALT

3.	BRENNSTOFFBECKEN	180
3.1	ZIEL	180
3.2	ERFÜLLUNG DES ZIELS	181
3.3	SCHLUSSFOLGERUNG	190

### **3. BRENNSTOFFTANK**

Das Thema „Sicherheit der Lagerung von Brennelementen im Lagerbecken des Brennelementgebäudes (Brennstoffbecken)“ des 4. RP 900 befasst sich mit dem Risiko einer Freilegung der Brennelemente im Brennstoffbecken bei einem Ausfall der Kühlung oder einem Verlust des Wasserstands durch unbeabsichtigtes Ablassen.

Die Verbesserung der Sicherheit der Lagerung im Brennstoffbecken war Gegenstand mehrerer Ständiger Gruppen (insbesondere der Ständigen Reaktorgruppen vom November 2002 und April 2005), die zur Prüfung dieses Themas bei den 900-MWe- und 1300-MWe-Blöcken anlässlich der 3. RP sowie bei der 1. RP für die N4-Generation.

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 Wasserstands im Brennstoffbecken (PNXX1752 und PNPP1402),
- Einrichtung einer analogen Messung des Wasserstands im Brennstoffbecken (PNXX1752),
- Motorisierung des Ventils der Transferleitung (PNPP1403),
- Einbau einer zweiten statischen Dichtung am Damm des Reaktorgebäudebeckens (PNPP1401),
- Einbau einer neuen Druckmessleitung für die RIS-Akkumulatoren (PNPP1474),
- Neudimensionierung des Siphonbrechers der Druckleitung PTR, um eine durch einen Guillotinebruch 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 Brennelementbeckens,
- Einrichtung einer Nachspeisung, die die Wasserversorgung des Brennelementbeckens über die Nachspeisewasserquelle des Kerns (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258) ermöglicht,
- Verstärkung der Messketten für die „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennstoffbeckens (PNPP1679 und PNPP1907), Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das (PNPP1824) sowie von „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen für das Becken des Reaktorgebäudes (PNPE1128),
- Einrichtung einer automatischen Schließvorrichtung für die Ventile an den Filterleitungen des Reaktorgebäudebeckens bei Erreichen eines niedrigen Füllstands im Reaktorgebäudebecken (PNPP1780),
- Einrichtung von Notsteuerungen, die die sichere Positionierung der in Bearbeitung befindlichen Brennelemente (ACEM) bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung ermöglichen elektrisch (PNPP1549).

#### **3.1 ZIEL**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF das Sicherheitsziel gesetzt, die Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und Kühlmittelverlusten äußerst unwahrscheinlich zu machen.

## 3.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

### Allgemeiner Teil Lagerung

#### ❖ **Intrinsische Initiatoren im Brennelementbecken**

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 es ermöglicht, das Nichtfreilegen der Brennelemente im Brennelementbecken für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslöser zu überprüfen.

Die ausgewählte ergänzende Maßnahme ist die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems des Reaktorblocks (JPI) in einer Konfiguration zur Nachspeisung des Brennelementbeckens. Das Erreichen eines stabilen Endzustands nach der manuellen Inbetriebnahme einer Nachspeisung des Brennelementbeckens wird nachgewiesen. Dieser stabile Zustand ist definiert als der Zustand, in dem die Nachspeisung die Verdunstung ausgleichen kann.

Die Untersuchungen zu unbeabsichtigten Entleerungen des Brennelementbeckens haben es ermöglicht, für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslöser zu überprüfen, dass die Brennelemente im Brennelementbecken nicht freigelegt werden, und zwar dank der folgenden ergänzenden Maßnahmen:

- das Schließen des Ansaugventils des Brennelementbeckens nach Erreichen der Schwelle „*sehr niedriger Füllstand*“, wodurch die Entleerung gestoppt wird (PNPP1402);
- die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems des Reaktorblocks (JPI) in einer Konfiguration zur Unterstützung des Brennelementbeckens, wodurch der Füllstandsabfall ausgeglichen werden kann durch Verdampfung.

Darüber hinaus hat EDF nach Abschluss der Systemkonformitätsprüfungen ([siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4](#)) im ergänzenden Bereich die Szenarien für die Entleerung des Brennstoffbeckens von der BR-Seite aus eingeführt. Um diese Szenarien zu bewältigen, wird die Änderung umgesetzt, die darin besteht, das Ventil des Transferrohrs zu verstärken, 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 für interne Ereignisse der Stufe 1 (EPS EI N1) durchgeführt, um die Risiken einer Freilegung der Brennstoffelemente unter Wasser im Brennelementbecken (für alle Blockzustände) zu bewerten, die im Zusammenhang stehen mit:

- Szenarien eines Kühlmittelverlusts im Lagerbecken,
- mit einer schnellen Entleerung des Lagerbeckens.

Die vorliegende probabilistische Studie zu den Risiken im Zusammenhang mit Szenarien einer schnellen Entleerung des Brennelementbeckens 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 Szenarien im Zusammenhang mit Leitungsfehlern erweitert wurde,
- neue Szenarien für Rohrbrüche.

Bei Kühlmittelverlusten im Brennelementbecken 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 Brennelementbeckens ergibt eine Wahrscheinlichkeit der Freilegung der Brennelemente von etwa  $10^{-9}$  / Jahr.Reaktor. Die technische Änderung, die das automatische Schließen des Ansaugventils des PTR-Kreislaufs des Brennelementbeckens bei dem Signal „*sehr niedriger Füllstand*“ des Brennelementbeckens (PNPP1402) ermöglicht, trägt wesentlich zur Verringerung des Risikos der Freilegung von Brennelementbündeln bei.

Diese probabilistischen Untersuchungen ermöglichen es, ergänzend zu einem deterministischen Ansatz zu überprüfen, dass das Risiko des Aufdeckens von Brennelementen im Zusammenhang mit unbeabsichtigten Entleerungen und Kühlmittelverlusten im Brennelementbecken 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 ermöglichen, sowie der Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennstoffbecken,
- Berücksichtigung internationaler Erfahrungen nach Erdbeben durch Einbeziehung der REX Kashiwazaki-Kariwa (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.5),
- Berücksichtigung des Absturzes von Flugzeugen der allgemeinen Luftfahrt auf das Brennelementgebäude (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2),
- Durchführung einer probabilistischen Analyse der Einwirkungen, 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 Brennelementbecken bei Einwirkungen wie Brand, interner Überschwemmung, Rohrleitungsausfällen, interner Explosion, Erdbeben und dem Herabfallen schwerer Lasten gewährleisten.

Im 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 Beeinträchtigung der Stromversorgungskabel beider Kreisläufe auszuschließen. Außerhalb des Pumpenraums verlaufen die Versorgungskabel der beiden Pumpen systematisch in unterschiedlichen Brandabschnitten, wodurch das Risiko einer Gleichtaktstörung vermieden wird.

Bei Explosionsszenarien, die zu einem Ausfall der PTR-Kühlung und der JPI-Nachspeisung führen, wird die Nachspeisung des Brennstofflagerbeckens (BK) durch die Nachspeisewasserquelle für den Kern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)) berücksichtigt, um eine Unterkühlung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente zu vermeiden.

Um die Nachspeiseleitungen des Kerns sowie die PTR-bis-Kühlleitungen des Lagerbeckens des Brennstoffgebäudes (BK) und die normalen PTR-Kühlleitungen zu schützen, führt EDF eine Verstärkung eines Trichters im BK durch, um dessen Robustheit bei einem Lastabfall zu gewährleisten (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 Brennelementbecken wird im Falle eines Brandes auf etwa  $10^{-8}$  pro Reaktorjahr 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 Nachfüllungen 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 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**

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 Themenbereichen durch:

#### [AGR-E-I] (Teil zum Brennelementlagerbecken):

In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] hat EDF geeignete Betriebsvorschriften definiert und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Wärmebelastung und zur Kontrolle von Arbeiten, die einen Brand auslösen könnten, in den folgenden Räumlichkeiten umfassen:

- Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt;
- Räumlichkeiten, deren Abtrennung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhrsystemen oder der Kühlsysteme des Brennelementlagers.

#### [AGR-E-II] (Teil bezüglich des Brennelementlagerbeckens):

In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-II] wird EDF unabhängig von deren Zuverlässigkeit diejenigen Brandschutzmaßnahmen identifizieren, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlmittelvorrichtungen für das Brennelementlagerbecken führt. EDF wird Maßnahmen zur Verringerung des Ausfallrisikos dieser Einrichtungen umsetzen und die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen festlegen.

Schließlich wurden im Falle einer internen Explosion im Rahmen der Vorschrift [AGR-G-II] ergänzende Untersuchungen zum Lagerbecken des Brennelementgebäudes durchgeführt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.2).

#### ❖ **Bewertung des Verhaltens der CPY-Stufe bei den für den EPR Flamanville 3 ausgewählten Transienten**

EDF hat die Auswirkungen der für die Auslegung des EPR Flamanville 3 ausgewählten, im Betrieb befindlichen Kraftwerks jedoch nicht berücksichtigten Auslösebedingungen 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 Zusatzbereichs.

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 Brennelementbeckens 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 im RCD- und APR-Zustand erfolgt die Wasserzufuhr zum Brennstoffbecken über den JP des benachbarten Blocks.

Ergänzend dazu hat EDF für Transienten, die durch einen Ansatz vom Typ „*Domaine Complémentaire*“ gerechtfertigt sind, analysiert, ob mögliche materielle oder betriebliche Maßnahmen umgesetzt werden könnten, um die Sicherheitskriterien unter Anwendung von Auslegungsregeln vom Typ „*Domaine de Dimensionnement*“ zu erfüllen.

Für den Transienten des Ausfalls eines PTR-Kühlkreislaufs oder einer Stützfunktion im RCD- und APR-Zustand bei isoliertem Transferrohr besteht eine Maßnahme darin, die Betriebspraktiken anzupassen, indem die Vorschriften der Technischen Betriebsspezifikationen (Materialien, deren Verfügbarkeit erforderlich ist) geändert werden, die im RCD- und APR-Zustand bei isoliertem Transferrohr gelten, sowie deren Umsetzung im Betrieb. Die Umsetzung einer zweiten Wassernachspeisung durch 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 Ventils PTR 301 VB, das im Rahmen der Änderung PTR bis installiert wurde, zu automatisieren, um eine Redundanz mit der automatischen Absperrung des bestehenden Ventils PTR 001 VB sicherzustellen.

Als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [PISC-B-I] hat EDF in einem eigenen Kapitel des Sicherheitsberichts die Auslegungsregeln im Zusammenhang mit dem Sicherheitsnachweis für das Brennelementlagerbecken sowie die ausgewählten Störfall- oder Unfallszenarien integriert. Dieses Kapitel umfasst die folgenden Situationen:

- Situationen mit teilweisem oder vollständigem Verlust der Kühlung des Wassers im Brennelementlagerbecken,
- Situationen mit Rohrbruch an einem absperrbaren Abschnitt, der mit dem Brennelementlagerbecken verbunden ist.

EDF führt die erforderlichen Änderungen durch (die Verdopplung der automatischen Absperrung der Ansaugleitung des BK-Brennstoffbeckens durch die PTR-Ventile (PNPE1344) und die Nachspeisung von Hartkernwasser in das Brennstofflagerbecken PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

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 eine Untersuchung der Situationen durchgeführt, die das Becken des Brennelementgebäudes betreffen und durch den Ausfall einer nicht als erdbebensicher eingestuft Anlage im Falle eines Erdbebens verursacht werden könnten, wobei die in der Vorschrift [PISC-B-I] genannten Regeln zugrunde gelegt wurden. Diese Untersuchungen führten zu dem Schluss, dass im Zustand VD4 900 Phase B die derzeit in der Anlage verfügbaren Schutzmaßnahmen ausreichen, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.

❖ **Untersuchungen zu Störfallsituationen im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ (APR)**

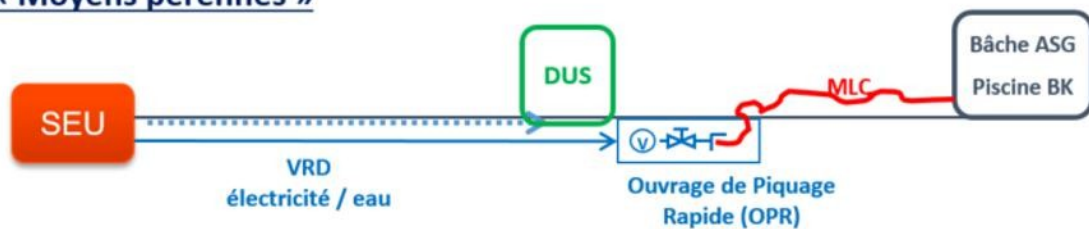
Im Rahmen der GP-Prüfung RP4 900 und in Anwendung der Vorschrift [PISC-B-II] hat EDF Untersuchungen zu Situationen durchgeführt, in denen es zu einem Kühlmittelverlust oder einer Entleerung des Reaktorgebäudebeckens kommt, während die beiden Becken über das Übertragungsrohr miteinander verbunden sind, einschließlich der Fälle, in denen sich ein Brennelement im Übertragungsrohr befindet, wobei die in der Vorschrift [PISC-B-I] genannten Regeln berücksichtigt wurden. Diese Untersuchungen führten zu dem Schluss, dass im Zustand VD4 900 Phase B die derzeit in der Anlage verfügbaren Schutzmaßnahmen ausreichen, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.

❖ **Entwicklungen im Design der Brennelementbecken: Nachfüllung „Noyau Dur“ und Anordnung „PTR bis“**

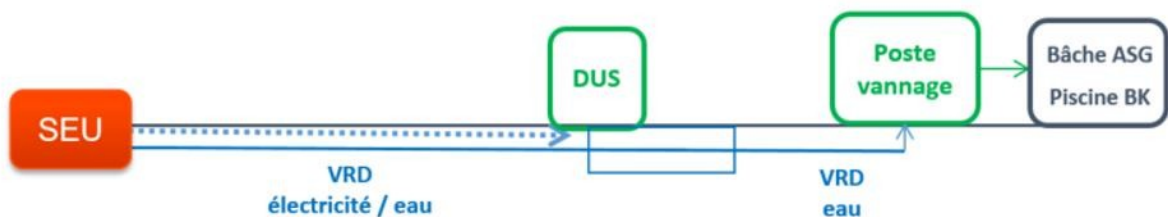
EDF führt zudem bauliche Maßnahmen durch, die die Sicherheit des Brennstofflagers (BK) weiter erhöhen:

- Die Nachfüllung des „Noyau Dur“ im Brennelementlagerbecken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)), die ein zusätzliches Mittel für die Nachfüllung bereitstellt Wasserversorgung des Schwimmbads im Brennstoffgebäude (BK):
  - In der Konfiguration nach Fukushima in der Phase „dauerhafte Maßnahmen“ erfolgt die Umsetzung durch die Änderung PNPP1714/PNPE1289: Diese Änderung umfasst die Herstellung der elektrischen Versorgungsanschlüsse (VRD) bis zum DUS und der Wasseranschlüsse (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-Anschlüssen „Noyau Dur“ für Wasser an die Verbraucher angeschlossen.

« **Moyens pérennes** »



« **Moyens Noyau Dur** »



Prinzipskizze der „Noyau Dur“-Zusatzversorgung des Brennstoff

- Über das Sicherheitsziel der Nichtfreilegung der Brennelemente hinaus führt EDF eine zusätzliche und diversifizierte Maßnahme namens „PTR bis“ (PNPP1907) ein, um das Management von Situationen, in denen die Kühlung des Brennelementbeckens ausfällt.

Im Normalbetrieb wird die Kühlung des Brennelementbeckens durch das PTR-System gewährleistet. Das Notfallkonzept für Situationen mit Ausfall der Brennelementbeckenkühlung besteht darin, die Restleistung der im Brennelement Becken befindlichen Brennelemente durch Verdampfung des Beckenwassers abzuführen. Die Brennelemente werden durch eine manuelle Nachspeisung des Brennelementbeckens unter Wasser gehalten, die vom Brandschutzsystem der Reaktoranlage JPI gewährleistet wird und als ergänzende Maßnahme im Sicherheitsnachweis berücksichtigt wird.

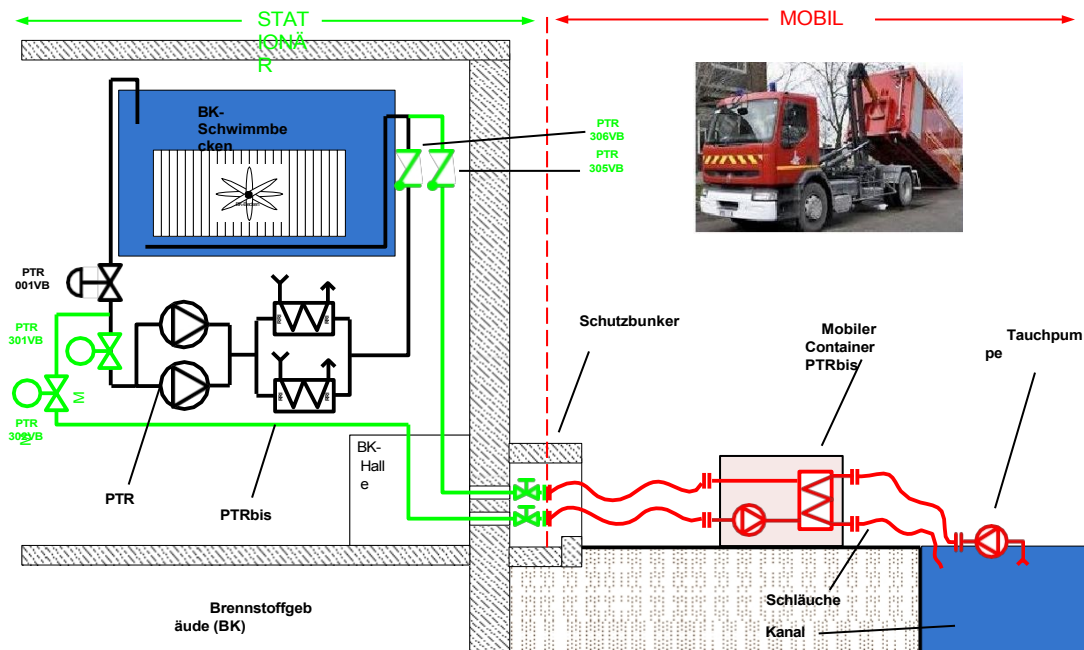
Die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens erfolgt durch die Wiederinbetriebnahme einer PTR-Kühlleitung. Der Nachweis der ordnungsgemäßen Funktion und der Fähigkeit des PTR-Kreislaufs, bei einem siedenden Becken zu starten, wurde im Rahmen des 3 RP 900 erbracht.

Durch die Hinzufügung der Vorrichtung „PTR bis“ steht zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisen ein Ausfallsicherheitsmittel für die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens zur Verfügung, das auf einer diversifizierten Kältequelle basiert. Diese Art von Maßnahme 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 Ausrüstungen, die vor Ort angeliefert, angeschlossen und von der Force d'Action Rapide du Nucléaire (FARN) in Betrieb genommen werden.

Diese Geräte werden über fest installierte Rohrleitungen, die an der Vorderseite des BK münden, an das Brennelement Becken angeschlossen. Durch den Einbau eines motorbetriebenen Ventils auf der Saugseite und einer Rückschlagklappe auf der Druckseite des PTR-Kühlkreislaufs wird die Zuverlässigkeit der Wasserstandshaltung im Hinblick auf die Vermeidung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung erhöht.

Sämtliche mobilen Geräte und die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass sie den Transport und den Einsatz vor Ort vereinfachen und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglichen.



Prinzipische Skizze des mobilen Kühlkreislaufs des Brennstoffbeckens (PTR bis)

Die FARN-Teams setzen das PTR-bis-System innerhalb einer angestrebten Frist von 24 Stunden nach dessen Auslösung in folgenden Situationen eines Kühlmittelverlusts im Brennelementbecken ein:

- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Blockkühlquelle,
- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung des Blocks,
- 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 einer Störfall-, Zwischenfall- oder Unfallsituation ein sicherer Zustand erreicht und aufrechterhalten werden kann, der durch das Ausbleiben von Sieden 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 „Noyau Dur“-Situationen (siehe 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 Brennelementbeckens und des Reaktorgebäudebeckens in APR-Anlagen mit miteinander verbundenen Becken,
- des Brennelementbeckens in Nicht-APR-Zuständen.

Schließlich ermöglicht die Vorrichtung PTR bis durch das Beenden des Siedevorgangs 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 die EAS-ND-Vorschrift, [vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#)).

Die Inbetriebnahme des PTR-bis-Systems und der „Noyau Dur“-Wassernachspeisung im Brennstoffbecken (PNPP1714/PNPE1289) 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 hat EDF in Anwendung der Vorschrift [PISC-A-II] die festgelegten Anforderungen identifiziert, die mit den festen Bestandteilen dieser Maßnahmen verbunden sind und als wichtig für den Schutz der Interessen erachtet werden.

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 Brennstoffbecken gewährleisten**

Die Betriebsüberwachung der Komponenten, die die Integrität der Brennstoff- und BR-Becken 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 Ausrüstung, die zur Gewährleistung der Unversehrtheit der Schwimmbecken beiträgt, beruhen für jedes Element, das zur Funktion „*Unversehrtheit der Schwimmbecken*“ beiträgt, auf der Überprüfung:

- der Konstruktionsanforderungen,
- der Studien, Bestandsaufnahmen, Richtlinien und Wartungsprogramme für die Anlagen,
- des Bestandsmanagements,
- der Analyse der Erfahrungswerte aus dem Bestand.

Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen eines Anlagenprojekts ein Programm initiiert, das darauf abzielt, die Überwachung und die Instandhaltungsstrategie in Bezug auf die Metallhülle der Becken des Reaktorgebäudes (BR) und des Brennelementlagers (BK) zu verstärken. Dies geschieht durch neue, angepasste Untersuchungen zur Erkennung möglicher Undichtigkeiten und Spannungskorrosion sowie durch Reparaturmaßnahmen als Alternative zum Anbringen von Schweißflicken. Dieses Anlagenprogramm 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 am Transferrohr, die bereits bei der 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 Transferrohrs,
- Prüfung der Längs- und Umfangsschweißnähte des Transferrohrs.

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

Darüber hinaus wird im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC) zwischen 2019 und 2021 eine interne Fernsehinspektion des Transferrohrs über dessen gesamte Länge an 4 CPY-Blöcken und 2 CP0-Blöcken durchgeführt (über die Ausweitung auf weitere Blöcke wird entsprechend den gewonnenen Erkenntnissen 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 bei Bedarf Sicherheitsmaßnahmen ein, um dessen Umsetzung zu gewährleisten.

Für nicht transportfähige Brennelemente trifft EDF die notwendigen Vorkehrungen, um diese sicher abtransportieren zu können (Charakterisierung 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

- Externe Überschwemmung: Das Risiko, dass die Brennelementkassetten im Lagerbecken freigelegt werden, ist angesichts der verfügbaren Zeitfenster für die Verwertung von konventionellen oder letzten Nachfüllungen oder 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 des Projekts 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 Brennelementbeckens in Verbindung mit den „Noyau Dur“-Maßnahmen sowie zusätzlichen Maßnahmen für Füllstände über dem „Noyau Dur“-Niveau.

Die Änderung PNPE1289 „Einrichtung einer Wasserquelle für die Noyau-Dur-Nachspeisung“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin nicht umgesetzt.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Untersuchungen des Transferrohrs von Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin wurden wie erwartet durchgeführt. Sie bestätigen das Fehlen von makroskopischen Beschädigungen oder Anomalien, die die Folge eines Betriebsschadens gewesen wären, und ermöglichen es, den sicheren Betrieb der Anlagen in allen Betriebssituationen und über die gesamte Lebensdauer des Blocks zu gewährleisten.

Für den Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin ist im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen keine 100-prozentige interne TV-Prüfung des Transferrohrs erforderlich ([siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2](#)).

Die 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 der PTR-Übertragungsleitung“,
- PNPP1474 „Druckmessung an RIS-Akkumulatoren – breites Spektrum“,
- PNPP1549 „Sicheres Positionieren einer Brennelementkassette“,
- PNPP1666 „Notstromdiesel“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Ablassventile des Reaktorgebäudebeckens“,
- PNPP1907 außerhalb von Band N „Errichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“,
- PNPE1344 „Verdopplung der automatischen Absperrung der Ansaugleitung des BK-Brennstoffbeckens durch PTR-Ventile“,
- PNPE1443 „Verstärkung eines Trichters im BK“,
- PNRL1895 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils der Transferleitung für das Schließen bei Durchfluss“,

- PNRL1984 „Halierung zur Befestigung eines flexiblen Stopfens zur Abdichtung des Brennstofflagers im Falle eines Hochwassers, das über den Kernbereich hinausgeht“,
- PNPP1679 „Erdbebensicherung der BK-Brennstoffbecken auf TOR-Ebene“,
- PNPP1949 „Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physischen Trennung der beiden PTR-Leitungen“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Becken des Reaktorgebäudes“,
- PNPE1258 „Installation der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachfülleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“,
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,

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

Die Änderung PNPP1907 Band N „Behebung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung spätestens in Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin 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.

### **3.3 SCHLUSSFOLGERUNG**

Im Rahmen des 4-RP 900 stärkt EDF das Sicherheitsniveau für Störfälle im Brennstoffgebäude in folgenden Bereichen:

- Verhinderung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens durch die Einrichtung redundanter Schutzmaßnahmen: motorisierte Absaugventile und Rückschlagventile am Druckausgang des PTR-Kühlkreislauf,
- 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 auf den anderen,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente durch Hinzufügen einer zusätzlichen, diversifizierten Möglichkeit zur Wasserzufuhr in das Brennelementbecken des Brennstoffgebäudes (BK) (Teil des Reaktorkerns Dur).

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 gezeigt, dass die Anlage gegenüber Störereignissen robust ist und dass die Ableitung der Restleistung sowie die Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennstoffbecken im Falle eines internen Störereignisses nicht beeinträchtigt werden.

Ergänzend dazu wurde das Verhalten der Brennelementbecken der CPY-Stufe unter den

die im Auslegungsreferenzsystem des EPR von Flamanville 3 festgelegten Betriebsbedingungen durchgeführt. 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 Auslegungsreferenzsystems des EPR-Reaktors von Flamanville 3 ergeben.

Die Einrichtung eines mobilen Kühlsystems (PTR bis) ermöglicht es, die Kältequelle zu diversifizieren und die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens im Falle eines Siedevorgangs zu verbessern. Dieses System ist Teil des „Noyau Dur“. Durch diese Art der Anordnung wird das Design der Reaktoren der CPY-Generation dem der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 angeglichen.

Probabilistische Studien zeigen, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und einem Verlust der Kühlung des Brennelementbeckens im Hinblick auf interne Ereignisse äußerst unwahrscheinlich ist und in der Größenordnung von etwa  $10^{-8}$  pro Jahr und Reaktor liegt. Im Hinblick auf äußere Einflüsse stellen die durchgeführten EPS eine erste Untersuchung des in Betrieb befindlichen Bestands 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	194
4.1	ZIELE	195
4.2	ERFÜLLUNG DER ZIELE	195
4.2.1	ALLGEMEINES VORGEHEN BEI UNFÄLLEN MIT HERZVERBRENNUNG KERN	195
4.2.2	VORKEHRUNGEN BEI SITUATIONEN MIT DEM RISIKO EINER KERNSCHMELZE	197
4.2.3	MINDERUNG DER RADIOLOGISCHEN FOLGEN	204
4.2.4	EPS BEZÜGLICH SITUATIONEN MIT KERNSCHMELZE (EPS N2)	205
4.3	SCHLUSSFOLGERUNG	211

## **4 UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE**

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises für seine Kernkraftwerke wendet EDF das Prinzip der tief gestaffelten Verteidigung an, das darin besteht, technische, materielle, menschliche oder organisatorische Ausfälle zu berücksichtigen und sich durch die Einrichtung aufeinanderfolgender, unabhängiger und sich ergänzender Verteidigungslinien dagegen zu wappnen.

So werden Unfallsequenzen 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: Reaktorbehälterbruch und Phase außerhalb des Reaktorbehälters.

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, wobei internationale Unfallereignisse (Tschernobyl, Three Mile Island) einbezogen wurden. 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-Stufe bereits folgende technische Maßnahmen umgesetzt:

- die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters, die es ermöglicht, den Sicherheitsbehälter im Falle einer langsamen unfallbedingten Druckbeaufschlagung zu schützen (Vorrichtung U5),
- passive autokatalytische 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 der direkten Containment-Heizung Heating (DCH),
- die Verstärkung der Schrauben des Materialzugangspuffers (TAM), wodurch die ultimative Druckfestigkeit des Reaktorbehälters 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 Überwachung des Unfalls verbessert: Druckmessung im Reaktorbehälter über einen weiten Bereich, Erkennung eines möglichen Durchbruchs des Reaktorbehälters sowie Messung der Temperatur der Wasserstoffrekombinatoren.

Es wurde zudem eine spezifische Betriebsdokumentation für das Management von Unfallsituationen mit Kernschmelze erstellt.

## 4.1 ZIELE

Im Rahmen des 4. RP 900 sind die Ziele von EDF in Bezug auf Unfallsituationen mit Kernschmelze:

- das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen;
- Vermeidung dauerhafter Auswirkungen auf die Umwelt.

EDF hat insbesondere das Ziel, 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:

- Brennstoffschädigung im Reaktordruckbehälter mit frühzeitigem Verlust der Sicherheitshülle,
- Durchbruch der Fundamentplatte,
- später Verlust der Sicherheitshülle durch Versagen des Sicherheitsbehälters,
- Beherrschung der Sicherheitshülle mit Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters,
- Aufrechterhaltung der Sicherheitshülle ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters.

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 die Sicherheitshülle 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 Stufe

Die Risikoanalyse in Bezug auf Unfallabläufe mit Kernschmelze stützt sich auf Szenarioanalysen mit geeigneten Berechnungscodes. Diese Codes basieren auf physikalischen Modellen, die auf der Grundlage repräsentativer Experimente entwickelt und validiert wurden und auf dem internationalen Stand der 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 angemessen umfassende Annahmen, wobei bei Bedarf Sensitivitätsanalysen herangezogen werden, um das mögliche Vorhandensein eines „Klippeneffekts“ zu erkennen.

Die als bei einem Kernschmelzunfall erforderlich identifizierten Anlagen tragen entweder direkt zur Eindämmung der Spaltprodukte oder direkt zur Bewältigung des Kernschmelzunfalls bei. Sie bilden die Verteidigungslinie zur Eindämmung des Kernschmelzunfalls. 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, PNPE1486 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 hat 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 überprüft, die Räume zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze geforderten 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). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsänderung, um den Einsatz von Selbststeuerungszellen zu ermöglichen, mit denen die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Änderung in Phase B vorgesehen;
- Umsetzung des Leitfadens für den Strahlenschutz in radiologischen Notfallsituationen spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Rückführungskreisläufe (Unfälle ohne und mit Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in Phase B – Ergänzungen;
- Aktualisierung der Sonderbetriebsvorschrift für schwere Wetterereignisse, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die Vorab-Freigabe der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu beantragen. Umsetzung  
geplante Arbeiten in Phase B – Ergänzungen.

Darüber hinaus wird derzeit eine Lösung auf der CPY-Ebene entwickelt, um zu vermeiden, dass im H3-Zustand bei API-Status NSO auf das Innere des BR zugegriffen werden muss. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der ergänzenden Phase B umzusetzen.

## **Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier“-Zustands auf.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1264 „Austausch eines Kabels des ETY-Systems“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die Auswirkungen auf die Dokumentation wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNRL1896 „Austausch der Dichtungen einer Klappe des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ034VZ)“,
- PNPE1486 „Elektrische Robustheit AG/ND RCV 430 SM und EAS 002 VB“
- PNPE1347 „Austausch der elektrischen Stellantriebe EAS 014 VB und PTR 021 VB sowie Austausch des Schaltschranks EAS 013 CX“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4 RP 900 am Block Nr. 4 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 Unfallsituationen mit Kernschmelze verbunden sind, werden analysiert.

Je nach Risiko werden Maßnahmen umgesetzt, um entweder die Eintrittswahrscheinlichkeit zu verringern oder die Folgen zu verzögern und abzuschwächen.

##### **❖ 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 Gehäuse.

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 reinjizierten 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] die Mittel definiert, mit denen kurzfristig zusätzlich zu dem im Behälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems (PTR) enthaltenen boriierten Wasser eine weitere Menge boriiertes 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 boriiertem Wasser unter Berücksichtigung der Anforderungen an die gewählten Maßnahmen und der verfügbaren Kapazitäten an boriiertem Wasser begründet. Die im Anschluss an diese Studien geplanten Maßnahmen bestehen darin, die den Krisenteams zur Verfügung stehenden Unterlagen und/oder Hilfsmittel zu aktualisieren.

Diese Aktualisierung erfolgt im Einklang mit dem Zeitplan der Phase „Ergänzungen“ der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generatorstufe.

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 sicherzustellen (PNPP1870). 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 dem Durchbruch des Reaktorbehälters erfolgt im Reaktorschacht und im RIC-Raum. Diese Lösung ähnelt im Prinzip der bei Reaktoren vom Typ EPR (Core-Catcher) umgesetzten und integriert die F&E-Programme zur Wechselwirkung zwischen Corium und Beton, wodurch die strukturelle Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters erhalten bleibt. 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:

- hat der Behörde für nukleare Sicherheit einen detaillierten Vorentwurf vorgelegt, der ab 2025 eine Verdickung der Fundamentplatte der Reaktorgebäude vorsieht, deren Beton einen hohen Quarzgehalt aufweist. Dieser Vorentwurf umfasst eine Studie zur Optimierung des Strahlenschutzes für das Einsatzpersonal;
- hat der Behörde für nukleare Sicherheit die Schlussfolgerungen seines auf Versuchen basierenden Studienprogramms zum Verhalten der Fundamentplatten im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze übermittelt. EDF hat die Standorte ermittelt, an denen eine Verdickung der Fundamentplatten der Reaktorgebäude erforderlich ist;
- wird die Fundamentplatten, bei denen dies erforderlich ist, verdicken.

Ergänzend dazu und in Anwendung der Vorschrift [AG-A-III] verstärkt EDF die Trennwände zwischen dem Raum für die interne Kerninstrumentierung (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 Reaktorkesselschachts und des angrenzenden RIC-Raums gewährleistet. In diesem Zusammenhang werden die RGE in Phase B geändert, um die Mittel zur Wassererkennung im Reaktorkesselschacht und im RIC-Raum im Normalbetrieb zu optimieren. Die Wiederbefeuchtung des Coriums von oben erfolgt anschließend durch Schwerkraft aus dem in den Sammelbecken und am Boden des BR vorhandenen Wasser, wobei diese zuvor durch die RIS-Kreisläufe, EAS oder über die Null-Durchfluss-Leitung der Pumpe der EAS-ND-Anordnung 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 schwerkraftbedingte Rückführung des Coriums wird durch redundante Bohrungen in den Wänden der Behälter-Schachträume und des RIC-Raums 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.

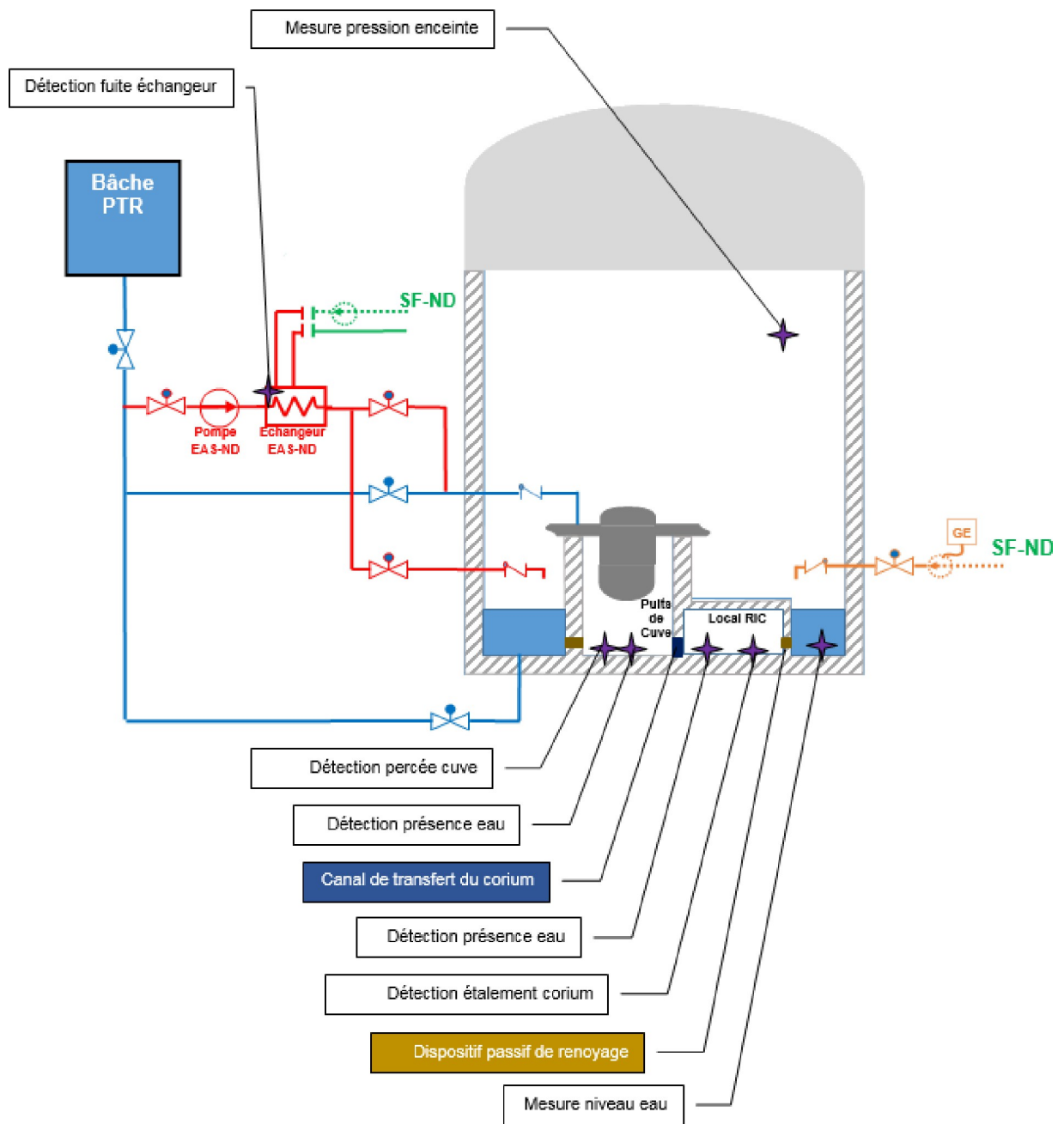
Die Kühlung des Coriums und die langfristige Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorgebäude werden durch die Maßnahmen EAS-ND und SF-ND gewährleistet.

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 Wiederflutung nach dem trockenen Ausbreiten des Coriums entspricht. Diese Maßnahme 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:

- EDF setzt spezielle Messgeräte ein, mit denen sich die Ausbreitung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums (PNPE1387) erfassen lässt, und berücksichtigt diese Informationen bei Einsatzstrategie AG berücksichtigt werden.
- EDF führt eine zusätzliche Maßnahme ein, die eine Wassernachspeisung am Boden des Sicherheitsbehälters durch mobile 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).

- Bestehender
- Kreislauf EAS-ND-Kreislauf
- ..... Mobile Kaltwasserquelle
- EAS-ND-Ersatzmaßnahmen



Prinzipskizze der EAS-ND-Maßnahmen und Stabilisierung des Coriums

#### ❖ **Maßnahmen in Bezug auf die Funktionen und Ausrüstungen, die an der Eindämmung beteiligt sind**

Die Durchführungen des Reaktorbehälters, deren Absperrventile automatischen Absperrbefehlen unterliegen, werden vor dem Eintritt eines Unfalls mit Kernschmelze geschlossen. Bei Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter, deren Absperrung durch ein motorbetriebenes Element erfolgt, gewährleistet die elektrische Notstromversorgung dieser Elemente 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 einer Situation (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-Schleuse“ 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 <sup>3.</sup> RP 900 eine Änderung umgesetzt, die darauf abzielt, die Steuerung der Druckhalterventile (PNXX1721) zuverlässiger zu gestalten, um das Öffnen und Offenhalten dieser Ventile auch bei einem Stromausfall zu gewährleisten.

Im Rahmen des <sup>4.</sup> RP 900 rüstet EDF die Anlagen auf, indem die Ventilköpfe des Druckhalters ausgetauscht werden, um deren Ableitkapazität bei niedrigem Primärdruck zu erhöhen (PNPP1595). Diese Änderung besteht darin, den Querschnitt der gesteuert öffnenden Niederdruck-Ableitung 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 Sumpfbecke. Dies erfordert technische Vorkehrungen (PNPP1976), die darauf abzielen, das Eindringen von Wasser in den Ausbreitungsbereich vor dem Reaktorbehälterbruch zu verhindern. Diese Vorkehrungen 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 boriertem 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 boriertem 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 Auslegungs- 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 Sumpfbecke des BK (PNPE1362) vorhandenen Abwässer in den BR bilden eine zweite Verteidigungslinie;
- Eine dritte Verteidigungslinie im Rahmen des Krisenmanagements soll die Einhaltung der Qualitätsrichtwerte für Wasser für den menschlichen Gebrauch in der kurz- und 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 Einsatzbereitschaft vor Ort sicher (PNPE1362 und PNPE1449);
  - In Anwendung der Vorschrift [AG-D-III] hat 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, Möglichkeiten untersucht, die Ausbreitung radioaktiver Stoffe über den Boden und das Grundwasser außerhalb des Standorts zu begrenzen. Diese Untersuchungen haben nicht ergeben, dass angesichts der sicherheitstechnischen Herausforderungen zusätzliche Maßnahmen erforderlich sind.

## **Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Die Blöcke am Standort Tricastin sind von der Vorschrift [AG-A-II] zur Verdickung der Fundamentplatten der Sicherheitsbehälter mit hohem Siliziumdioxidgehalt nicht betroffen, da ihre Fundamentplatten aus Siliziumbeton bestehen.

## Bilanz des Zustands des

### Blocks Die Änderungen:

- PNXX1721 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile“,
- PNXX1746 „Erkennung von Tankdurchbrüchen und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei hohen Temperaturen“,
- PNPE1068 Band A „Einrichtung einer elektrischen Verteilung für den Kernbereich“,
- PNPE1073 „Einrichtung einer Hardcore-Leittechnik für die vorhandenen Anlagen“,
- PNPE1471 „Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an EAS-ND-Totarmen“,
- 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 aus dem Reaktorbehälter“,
- PNPP1870 „Verstärkung der Dichtheit der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des U5-Behälters bei einem Erdbeben der Stufe SMHV“,
- PNPP1976 „Einrichtung eines Systems zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,
- PNRL1844 „Spezifische Standortgestaltung für die ultimative Kaltquelle: Zugangsrampen zur Kaltquelle“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

### Die Änderungen:

- PNPE1387 „Einrichtung einer Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Kerninstrumentierung) und Notstromversorgung durch den DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Coriumausbreitungsdetektions-Thermoelement im RIC-Raum“,
- PNPE1068 Band C „Einrichtung einer elektrischen Verteilung im Kernbereich“,
- PNPE1460 „Verstärkung der Trennwände zwischen dem Raum für die interne Kerninstrumentierung (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes“,

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

### Die Änderungen:

- PNPE1362 „Einbau von festen Einspeise- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude und einer mobilen Ersatzvorrichtung für das EAS-ND, Rückführung der Abwässer vom BK zum BR“,
- PNPE1386 „Einrichtung einer Sumpfpiegelmessung im Reaktorgebäude“,

werden im Rahmen der Phase B „Ergänzungen zu den Änderungen des 4. RP 900“ am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPE1377 „Verbesserung der Erdbebensicherheit der Druckentlastungs- und Filteranlage des Reaktorbehälters bei Erdbeben der Stufe SMS“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans unter Einhaltung der Vorschrift [AG-C-II] im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPE1449 „Untersuchung eines Moduls zur Aufbereitung kontaminierten Wassers: mobile Wasseraufbereitungsmodule“

Wasseraufbereitung“ wird im Rahmen eines spezifischen Programms mit Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin unter Einhaltung der Vorschrift PT [AG-D II] umgesetzt.

#### **4.2.3 Minderung der radiologischen Folgen**

##### **Allgemeiner Teil Stufe**

###### **❖ Vorgehensweise**

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze hat die Aufrechterhaltung der Sicherheitshülle oberste Priorität, um Freisetzungen in die Umwelt zu begrenzen. Szenarien ohne unkontrollierten Verlust der Sicherheitshülle 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 Phase der späten Freisetzung 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 Radioaktivität und der damit verbundenen radiologischen Folgen erfolgt:

- im Zustand vor RP4 900 unter der Annahme, dass die Druckentlastungs- und Filteranlage des Reaktorbehälters 24 Stunden nach Eintritt des Unfalls mit Kernschmelze in Betrieb genommen wird. Zu Ungunsten der Berechnungen der radiologischen Folgen wird der Metallvorfilter der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters nicht berücksichtigt.
- im Zustand RP4 900 ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters. Die Umsetzung der EAS-ND-Maßnahme (PNPP1811) mit einem Wärmetauscher, der über eine unabhängige Kaltquelle (SF-ND) ermöglicht es, das Öffnen der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters 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 durch die Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung ermittelten Strahlenbelastungen für die Bevölkerung zeigen, dass es nicht erforderlich 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

#### Besonderheiten des Blocks

Block 4 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 Wasserinjektion in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1410 „Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung unter Einhaltung der Vorschrift [CR-B] im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

#### **4.2.4 EPS in Bezug auf Situationen mit Kernschmelze (EPS N2)**

#### **Allgemeiner Teil Stufe**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF eine Reihe von sogenannten EPS-Studien der 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 wird auf der Grundlage des EPS-Modells der Stufe 1 entwickelt. Die verwendete Methodik wird aus dem 3. RP 1300 übernommen, dessen Eingabedaten nachstehend aufgeführt sind:

- **Bewertung der Endfestigkeit 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 das Sicherheitskonzept 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 seines Ziels, das Risiko von Freisetzungen unter dem doppelten Aspekt von Häufigkeit und Ausmaß zu bewerten, modelliert die EPS der Stufe 2 die verschiedenen  
eines möglichen Verlusts 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 „Incidental-Accidental“-Szenarios stammen die modellierten Aufgaben hauptsächlich aus dem Unfallszenario mit Kernschmelze.  
Die probabilistische Bewertung des menschlichen Faktors erfolgt mithilfe einer Quantifizierungsmethode, die es ermöglicht, die Besonderheiten der verschiedenen in Krisensituationen auftretenden Führungssysteme (Führungsteam, dann lokales Krisenteam und schließlich nationales Krisenteam) sowie die für die Durchführung der Maßnahme verfügbaren Zeitfenster zu berücksichtigen.
- *Zuverlässigkeit der bewerteten Systeme zur Begrenzung der Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze*. Jede Funktionssequenz führt zu einer Folge, die als „*Freisetzungskategorie*“ bezeichnet wird. Anhand dieser Freisetzungskategorien lassen sich Unfallszenarien zusammenfassen, die hinsichtlich der Freisetzungen als vergleichbar eingestuft werden:

- *Freisetzungen „Luftweg“*:
  - 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 ( $\beta$ -Modus), um einen durch Unfällevents 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 Freisetzungen; hierbei handelt es sich um Sequenzen mit Einsatz der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters,
  - 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 Wasserwege“*:
  - 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 Sequenzen ohne Durchbruch der Fundamentplatte. Um die Ziele zu erreichen, wird den Freisetzungen R1 und RP besondere Aufmerksamkeit gewidmet.

Die Ergebnisse der Untersuchung zum <sup>3</sup>. RP 1300 werden gemäß den von EDF ergriffenen Maßnahmen berücksichtigt und integriert. Die wesentlichen methodischen Änderungen gegenüber dem 3. RP der 1300-MWe-Generationsstufe betreffen folgende Themen:

- *H<sub>2</sub>-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 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 etwa  $10^{-7}$  pro Jahr und Reaktor, was weniger als 10 % des Risikos einer Kernschmelze des EPS bei internen Ereignissen N1 <sup>4</sup>. RP 900 entspricht, wodurch das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich ist.

#### **Durchbrochene Fundamentplatte (RP)**

Die jährliche Durchbruchhäufigkeit der Fundamentplatte, die nach dem <sup>3</sup>. RP 900 auf einige  $10^{-6}$  / Jahr.Reaktor geschätzt wurde, wurde im <sup>4</sup>. 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 Reaktorpark darstellt und EDF auf den neuesten Stand der Technik in Bezug auf Einwirkungen durch Brand, interne Überschwemmung und Erdbeben bringt.

Zunächst werden die auf eine Einwirkung folgenden Kernschmelzsequenzen, die eine ähnliche Unfalltypologie aufweisen (Ausgangszustand des Reaktorkessels, Auslöser, Szenario, das zur Kernschmelze führt), zu „Störfällen der Anlage“ (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 Überflutung, 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 Brandunfall 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 Unversehrtheit der dritten Barriere gewährleistet und verhindert in den allermeisten Fällen R1-Freisetzungen. Durch die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters mittels der Druckentlastungs- und Filteranlage kann dessen Unversehrtheit langfristig aufrechterhalten und ein hohes Maß an Einschließung der Spaltprodukte gewährleistet werden. 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 angesichts der Schlussfolgerungen 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 (PNPE1595)
- 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 den Fall, dass der Ventilraum nicht zugänglich ist, und um bei einem Ausfall der Stromversorgung eine Betätigung vom Elektroraum (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 (PNPE1505).

#### Frühe Freisetzungen (R1)

Die Hauptrisikofaktoren für R1-Freisetzungen ergeben sich aus Brandszenarien im Elektrikgebäude, während der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrikgebäude 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  $10^{-6}$  pro Jahr und Reaktor.

### ❖ **EPS interne N2-Überflutung**

Die Ergebnisse der EPS für eine interne N2-Überflutung zeigen, dass der Containment 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 von Maßnahmen zur Stabilisierung des Coriums und des EAS-ND zusätzlich zur Kühlung durch das EAS zurückzudrängen, 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] schützt EDF die Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptstromräumen des Sicherheitspfads B befinden (PNPE1595), vor internen Einflüssen.

#### Frühe Freisetzungen (R1)

Bei Reaktorzuständen unter Last 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 Freisetzungen R1 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

#### ❖ **Erkenntnisse aus dem Erdbebensimulationsprogramm (EPS) der Stufe 2:**

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 harte Kern 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 von 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 eines SND-Erdbebens).

Somit ermöglichen diese Maßnahmen zur Verhinderung und Eindämmung der Kernschmelze eine Verringerung des Risikos erheblicher Freisetzungen *in die Luft* um 35 % und eine Verringerung der Freisetzungen *ins Wasser* um 40 % in einem für Tricastin repräsentativen Reaktorblock.

Der Anteil von Erdbeben bis hin 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 des

### Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE1068 Band A „Einrichtung einer zentralen Stromverteilung“,
- PNPE1279 „Schutz vor interner Überflutung der Räume in Gang B auf Ebene 4 des Elektrikgebäudes – Bodenablauf“,
- PNXX1746 „Erkennung von Behälterdurchbrüchen und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei erhöhter Temperatur“,
- PNPE1073 „Einrichtung einer Hardcore-Leittechnik für die vorhandenen Anlagen“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter“,
- PNPP1976 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,

wurden im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Einbau einer elektrischen Verteilung im Kernbereich“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4 RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Änderungen:

- PNPE1446 „Entfernung der DVC-CPY-Auswüchse in den geraden Tranchen“,
- PNPE1505 „Einführung einer Notlösung für den Ausfall der LUU-Schalttafel“,
- PNPE1595 „Schutz der Komponenten der Messkette für den „großen Messbereich“ des Drucks im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitskanals B befinden“,

werden im Rahmen der Phase B „Ergänzungen zu den Änderungen des 4. RP 900“ im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin eingesetzt.

### 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 Freisetzungsriskien) an, um sich zu den erforderlichen Sicherheitsverbesserungen zu positionieren, mit denen die Ziele der Überprüfung erfüllt werden sollen.

So ergänzen im Rahmen des 4 RP 900 die folgenden Bestimmungen 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 Vorrichtung zurückgreifen zu müssen  
Dekompression und Filterung des Reaktorbehälters,
- die Stabilisierungsmaßnahme für das Corium, die auf einer Trockenausbreitung des Coriums auf der Fundamentplatte des BR und dessen anschließender Wiederüberflutung basiert, wodurch das Risiko eines Containment-Versagens 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 Containment-Sicherheit des Sicherheitsbehälters im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze verbessert wird.

Diese Änderungen führen somit zwangsläufig zu einer signifikanten Reduzierung der Strahlenbelastung für die 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 befindlichen Abwässer in den BR, wodurch die Ausbreitung eventueller Flüssigkeitsaustritte verringert wird,
- die Einrichtung zur Dekontamination des Wassers aus dem BR, wodurch die Auswirkungen möglicher Flüssigkeitsaustritte verringert werden können.

Aus probabilistischer Sicht machen die im Rahmen des 4 RP 900 getroffenen Maßnahmen frühe und umfangreiche Freisetzungen infolge einer Kernschmelze für das EPS „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	214
5.1	ZIEL	214
5.2	ERFÜLLUNG DES ZIELS	214
5.3	SCHLUSSFOLGERUNG	217

## 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 Anwendungsbereich des Nachweises der nuklearen Sicherheit auf die Risiken konventioneller Unfälle für die zu schützenden Interessen ausgeweitet. Der Begriff „*konventioneller Unfall*“ bezeichnet einen Unfall, der nicht-radiologische und/oder geringfügig radiologische Folgen haben kann<sup>4</sup>. Diese müssen durch die Beherrschung der folgenden Sicherheitsfunktionen gewährleistet werden:

- die Eindämmung gefährlicher und radioaktiver Stoffe,
- den Schutz von Personen und der Umwelt vor toxischen Wirkungen, Überdruckeffekten, thermischen Wirkungen und den Auswirkungen von Projektileneinschlägen.

### 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 bisherigen Erfahrungen,
- eine Risikobewertung.

Diese Risikobewertung erfolgt in drei Schritten:

#### ❖ **Schritt 1: Vorläufige Risikoanalyse**

Zuvor wurden die Gefahrenpotenziale anhand der Auswirkungen, die sie auf die zu schützenden Interessen haben können, identifiziert und charakterisiert: thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen über Luft/Wasser, Überdruckeffekte, geringfügige radiologische Auswirkungen, Auswirkungen durch Projektileneinschläge 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.

#### ❖ **Schritt 2: Charakterisierung der Auswirkungsintensität**

Schritt 2 wird anhand der Unfallszenarien durchgeführt, die im Anschluss an die vorläufige Risikoanalyse ausgewählt wurden.

Für Auswirkungen aus der Luft im Zusammenhang mit konventionellen Risiken:

Die Auswirkungen der Gefahrenereignisse werden deterministisch und realistisch untersucht. Anhand der Charakterisierung der Intensität dieser Auswirkungen lässt sich feststellen, ob eine eingehende Risikoanalyse, wie in Schritt 3 beschrieben, erforderlich ist oder nicht.

---

<sup>4</sup> Unfälle, die geringfügige radiologische Folgen haben können, betreffen bestimmte konventionelle Anlagen.

Für nicht-radiologische Auswirkungen über den Luftweg 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 Risikokontrolle wird in diesem Fall durch die Einrichtung geeigneter Vorrichtungen nachgewiesen. Die passiven Endvorrichtungen, die die letzte Barriere für den Umweltschutz bilden, werden daher als „wichtige Elemente für den Schutz von Interessen“ (EIP) definiert. Die aktiven Anlagen, die mit diesen passiven Endvorrichtungen (EIP) verbunden sind und zur Flüssigkeitseindämmung beitragen, werden ebenfalls als EIP definiert. Ein den Risiken angemessenes Vorgehen, das auf der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen basiert, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, *die „aus Umweltgründen besondere Beachtung verdienen“*. Für diese Stoffe werden die EIP gemäß dem Prinzip der tief gestaffelten Sicherheit auf die mit den letzten passiven EIP-Vorrichtungen verbundenen Lagerplanen ausgeweitet. Andererseits stellen die letzten Rückhalteanlagen im SEO-Regenwassernetz sowie die zugehörigen aktiven Vorrichtungen, die zur Isolierung beitragen, als letzte Isolationsanlagen vor der Ableitung in die Umwelt ebenfalls EIP dar.

#### ❖ **Schritt 3: Eingehende 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 bestimmen. Die Schwere der Folgen ergibt sich aus der Kombination der Intensität der Auswirkungen und der Anfälligkeit der Ziele in dem diesen Auswirkungen ausgesetzten Bereich unter Berücksichtigung der Kinetik des Phänomens.

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 beiden folgenden Hebel durchgeführt, bis die Akzeptanz des Risikos nachgewiesen ist:

- Risikominderung an der Quelle,
- 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.

Der letzte Hebel bezieht alle plausiblen Auslöser mit ein. Dazu gehören insbesondere interne Einwirkungen, externe Einwirkungen und plausible Kumulierungen.

Die für den Schutz der Interessen wichtigen Elemente und Aktivitäten (EIP und AIP) sind definiert als:

- Risikokontrollmaßnahmen, die es ermöglichen, ein inakzeptables Risiko auf ein tolerierbares oder akzeptables Risiko zu reduzieren,
- Die im Rahmen des Verbesserungsprozesses ermittelten Risikokontrollmaßnahmen dienen dazu, die identifizierten Risiken auf ein akzeptables Maß zu reduzieren.

Die durch diese Maßnahmen erfüllten Funktionen dürfen durch die Auslöser und Auswirkungen der ausgewählten Szenarien nicht in Frage gestellt werden. Diese Maßnahmen müssen im Betrieb überwacht werden.

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 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Unter Anwendung des oben beschriebenen Vorgehens 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,
- die von den Stickstoffverdampfern in den Gasparks SGZ 1-2 und 3-4 ausgehenden Risiken sind 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 ein versehentliches Austreten von gefährlichen oder schwach radioaktiven Flüssigkeiten in die Umwelt zu verhindern, wird die Eindämmung der ausgetretenen Flüssigkeiten gewährleistet, wodurch und gewährleistet somit die Risikokontrolle. Die Risikokontrollmaßnahmen, die diese Rückhaltung gewährleisten, fallen daher in diesem Zusammenhang unter den EIP-Status.

Die konventionellen Risiken, die das Kernkraftwerk Tricastin für die zu schützenden Interessen darstellt, sind unter Kontrolle.

#### [Bilanz zum Zustand des Blocks](#)

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin.

### **5.3 SCHLUSSFOLGERUNG**

Die Reaktoren der CPY-Generation werden im Zuge der VD4-900-Stillstände nach und nach nachgewiesen. Die Elemente, die zum Nachweis des Schutzes der Interessen gegenüber konventionellen Risiken beitragen, unterliegen ab dem 4. RP 900 dem EIP-Status.

## **ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSTUDIEN**

## **ZUSAMMENFASSUNG**

6.1	SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH)	220
6.1.1	VORSTELLUNG DES ANSATZES	220
6.1.2	UMSETZUNG IM RAHMEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG	220
6.1.3	SCHLUSSFOLGERUNG	221
6.2	TESTS DER ANLAGE	222
6.2.1	ALLGEMEINES	222
6.2.2	VORGEHENSWEISE BEI DEN PRÜFUNGEN	222
6.2.2.1	Prüfungen zur erneuten Zulassung	222
6.2.2.2	Spezifische zehnjährige Prüfungen	223
6.2.2.3	Zehnjahres-Wiederholungsprüfungen	225
6.2.2.4	Vorgeschriebene Prüfungen	227
6.2.2.5	Sonderprüfungen	227
6.2.3	SCHLUSSFOLGERUNG	228
6.3	RECHTLICHE REFERENZUNTERLAGEN	229

## **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 Änderungspakete und betrieblichen Entwicklungen 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 einem isolierten 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 am ersten Reaktorblock der Serie (Tricastin 1) wurde eine Erfahrungsauswertung (REX) organisiert, um die Wirksamkeit der getroffenen Konstruktionsmaßnahmen und der umgesetzten Begleitmaßnahmen sicherzustellen. Diese Erfahrungsauswertung 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 unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des 4 RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-A] hat EDF die Fähigkeit der komplexen soziotechnischen Systeme, die seine Kernkraftwerke darstellen, bewertet, mit der Vielfalt der tatsächlichen Betriebssituationen fertig zu werden.

## **Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

### Bilanz zum Zustand des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema bei Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin.

### **6.1.3 FAZIT**

Die Gesamtheit der Maßnahmen, die in der Planungsphase in Absprache mit dem Betreiber festgelegt und während des gesamten Prozesses umgesetzt wurden, ermöglichte es den Organisationen und Personen, sich auf die Durchführung der zehnjährigen Inspektion vorzubereiten und die Änderungen an der Anlage in die Entwicklung der Betriebs- und Wartungsaktivitäten zu integrieren.

## **6.2 ANLAGENVERSUCHE**

### **6.2.1 ALLGEMEINES**

Im Rahmen des 4. RP 900 und nach der Integration der Änderungen sowie der Weiterentwicklung der technischen Vorgaben ist es erforderlich, die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage sicherzustellen. Diese während der Tests durchgeführten Überprüfungen tragen dazu bei, die Konformität mit den neuen geltenden technischen Vorgaben 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 Funktionsweise 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 Dossiers angewendet wird, besteht aus einer 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 Materialien in allen erforderlichen Konfigurationen beansprucht werden,
- eine Analyse der Auswirkungen der Änderung auf die Anlage, insbesondere auf die Schnittstellenausrüstung, zur Festlegung der Regressionstests,
- eine Analyse des Arbeitsumfangs zur Ermittlung des Bedarfs an zusätzlichen Prüfungen im Falle der Demontage oder Abschaltung von Anlagen 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,

- den Nachweis durch eine Vollständigkeitsanalyse, dass das Requalifizierungsprogramm alle Funktionen abdeckt, die zum Schutz der von der Änderung betroffenen Interessen beitragen,
- die Begründung der Prüfungen und die Einstufung der zugehörigen Kriterien,
- eine zusammenfassende Beschreibung aller vorgesehenen Verfahren mit ihrer Abfolge,
- die Rückverfolgbarkeit der Entwicklungen der Prüfverfahren und ihrer 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 am Ende der Arbeiten durchgeführt, nachdem sichergestellt wurde, dass die geänderte Anlage konform und bereit für diese Prüfungen ist (Funktionsabnahme).

#### ❖ Durchführung von Requalifizierungsprüfungen

Die Requalifizierungsprüfungen werden bei der Integration jeder Änderung definiert und durchgeführt. Die Prüfergebnisse werden nach Abschluss der Prüfungen analysiert. Die Prüfung gilt als bestanden, 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

Der Ansatz 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, auf einer Analyse der Repräsentativität der bei der ersten Inbetriebnahme der Blöcke durchgeführten Prüfungen sowie auf der Überprüfung der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen.

Die zehnjährigen Prüfungen 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 Entwicklung von Fahrstrategien.

#### ❖ Durchführung spezifischer zehnjähriger Versuche

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 zehnjährige Prüfungen 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 periodische Prüfungen der CPY-Stufe.

#### ***Für alle Blöcke der Baureihe 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) des 4. RP 900 darstellt.

Die Analysen, die gemäß den sechs oben genannten Schwerpunkten durchgeführt wurden, gipfeln in der Durchführung des folgenden spezifischen TTS-Tests:

#### Test der ordnungsgemäßen Funktion der neuen Stromverteilung, die vom Notstromaggregat gespeist wird

Ziel dieses Tests ist es, die korrekte Auslegung der neuen elektrischen Verteilung des Kernbereichs zu validieren, indem alle Schalttafeln, die vom Notstromaggregat versorgt werden, unter Spannung gesetzt werden.

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen und bestätigen damit die Zuverlässigkeit aller Reaktoren der CPY-Generation.

#### ***Tests am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin***

Die Analysen, die gemäß den sechs oben genannten Schwerpunkten durchgeführt wurden, gipfeln in der Durchführung folgender Versuche:

#### Test zur Kühlung des Brennelementbeckens mittels der Vorrichtung „PTR bis“

Ziel dieses Tests ist es, die ordnungsgemäße Kühlung des Brennelementbeckens durch das mobile Kühlsystem zu überprüfen, das an der Kaltwasserquelle über eine im Zufuhrkanal eingetauchte Pumpe mit Rohwasser versorgt wird.

Die Ergebnisse des Versuchs entsprechen den Erwartungen.

### Versuch zur Anpassung der EAS-ND-Pumpe für den Umwälzbetrieb in einem Sumpf

Ziel dieses Versuchs ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Anordnung in einer Konfiguration zu überprüfen, die der Rückführung in den Sumpf nahekommt, d. h. über eine Manschette, die den Druckflansch des Sumpfes mit der EAS-Testleitung B (Rücklauf PTR-Tank) verbindet

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen.

### **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;
- einer an die Art, die Modalitäten der Prüfungen und die Ausfallrisiken der geprüften Systeme angepassten Periodizität.

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 Anforderung aufgeführt ([vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 6 – § 6.2.2.4](#)).

#### **❖ Durchführung der zehnjährigen wiederkehrenden Prüfungen am Block 4 des Kernkraftwerks**

**Tricastin** Alle im Rahmen der Abschaltung VD4 durchgeführten zehnjährigen wiederkehrenden Prüfungen sind folgende:

##### Prüfung des Sicherheitsbehälters:

Ziel der Sicherheitsbehälterprüfung ist es, die Einhaltung des Kriteriums der zulässigen Gesamtleckrate des Sicherheitsbehälters sowie die Verformung der linearen Struktur bei verschiedenen Druckstufen zu überprüfen. Die Ergebnisse der Prüfung 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 das ASG:

Ziel ist es, die Funktionsfähigkeit der CEX-Pumpen zur Versorgung der GV zu überprüfen. Dieser Test wurde während des Stillstands 2019 (für TRI4) durchgeführt. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

##### Wiederbefüllung des ASG-Behälters durch SER mittels Schwerkraft:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistung der Schwerkraft-Nachspeisung des ASG-Behälters durch den SER-Behälter zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

##### Nachspeisung des ASG-Behälters durch das JPD-System:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistung der Nachspeisefunktion des ASG-Behälters durch die JP\*-Pumpen zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

##### Manuelle Wiedereinschaltung der Lüfter in den Elektroräumen (DVL):

Ziel ist es, die Stromversorgung der DVL-Ventilatoren zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

#### Öffnung der Sprühventile im Gehäuse bei vollem Druckdifferenz:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion und die Öffnungszeit der Sprühventile des Gehäuses zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

#### Prüfung der EAS-ND-Pumpe bei Primäreinspeisung in den offenen Behälter:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in den Primärkreislauf des offenen Behälters 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.

#### Prüfung der Hochdruck-Sicherheitsspritzpumpen mit geringem Durchfluss:

Ziel des Versuchs ist es, die Betriebseigenschaften der ISHP-Pumpen bei geringem Durchfluss im Null-Durchfluss-Betrieb zu ermitteln. Der Versuch verlief zufriedenstellend.

#### Manövrierbarkeitsprüfung der RIS-Absperrventile 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 Rückflussdurchflusses während des Behältertests:

Ziel ist es, den Rückfluss aus den Sammelbehältern 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.

Prüfung des SED-Verdünnungsdurchflusses:

Ziel ist es, den maximalen Verdünnungsdurchfluss des SED-Systems zu den Entmineralisatoren der RCV- und TEP-Kreisläufe zu überprüfen. Der Test ist 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 Wiederezulassung – Hydraulische Prüfung der Hauptsekundärkreisläufe:

Ziel ist es, die Prüfdruckfestigkeit der Hauptsekundärkreisläufe zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend verlaufen.

#### **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] hat EDF für jeden der im Programm für Sonderprüfungen aufgeführten Tests mindestens einen Test jeder Art vor dem 31.12.2024 durchgeführt.

##### **❖ Umfang der an den Reaktoren der CPY-Generation durchzuführenden Sonderprüfungen**

Stichprobenprüfungen 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. Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Autonomieprüfung der SAR-Speicher;
- Leistungsprüfung an Kaltbatterien der Lüftungs- und Kühlsysteme;
- Leistungsprüfung der KRT-Baken des BK.

Punktuelle Tests zur Bestätigung der Modellannahmen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge:

- Betriebstest einer ASG-TPS ohne Belüftung des Raums bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung. Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Funktionsprüfung einer ASG-TPS bei niedrigem Füllstand des Vorratsbehälters. Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Schließversuch bei Durchfluss von pneumatischen Ventilen;
- Betriebstest der H4-Vorrichtung parallel zum ISBP;
- Prüfung zur Konsolidierung der Validierung der Neutronenberechnungscodes und der Interpretation der Ergebnisse der physikalischen Kernversuche.

Einzelprüfungen zur Überprüfung bestimmter Maßnahmen, die in Unfallsituationen umgesetzt werden:

- Versuch, die Beatmungskanal A der DVL-Beatmung zu unterbrechen [CONF-B].

**6.2.3 SCHLUSSFOLGERUNG**

Die Ergebnisse der Tests zur Neuzertifizierung der Änderungen am <sup>4</sup> 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 bestätigen. Die zufriedenstellenden Ergebnisse, die bei der Durchführung der spezifischen Zehnjahresprüfungen, der periodischen Zehnjahresprüfungen und der vorgeschriebenen Prüfungen erzielt wurden, tragen zur Überprüfung der Übereinstimmung des Zustands der Anlage mit den für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin erwarteten Leistungen bei, damit dieser in den technischen Zustand gemäß Phase A des <sup>4</sup> RP 900 übergehen kann.

Die ASN hat EDF aufgefordert, ergänzende Prüfungen zu definieren, um nach der Integration der mit dem Sicherheitsnachweis des <sup>4</sup> 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.

Ergänzend dazu hat sich EDF nach Abschluss der Prüfung dieses Themas im Rahmen des <sup>4</sup> RP 900 verpflichtet, eine Reihe spezieller Prüfungen an den Blöcken der CPY-Generation durchzuführen; einige dieser Prüfungen entsprechen der Vorschrift [CONF-B].

## **6.3 BEZUGSUNTERLAGEN ZU REGULINGSFRAGEN**

### **Allgemeiner Teil Palier**

Gemäß den Anforderungen der Artikel 4 und 5 des 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 der 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 Aspekte berücksichtigt:

- Materialdaten, die 500.000 Betriebsstunden abdecken, also über das 5. RP hinaus,
- verbesserte Erkenntnisse über die thermischen Belastungen bestimmter sensibler Bereiche, was die Aktualisierung der Situationsdossiers mit diesen zusätzlichen Daten ermöglichte,
- die Auswirkungen der REP-Umgebung in den Ermüdungsstudien,
- die Bilanz der durch den Austausch von Hauptträgern 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 Verhaltensanalyseedokumente (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, bei denen möglicherweise eine Verstärkung der Aufhängung erforderlich ist, sind folgende: RCP, RIS, RRA, RCV, ARE/ASG und VVP.

### **Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

#### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

#### Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1333 Band A „Erdbebensicherung des Kernbereichs des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterungen“ wurde am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1333 Band B „Erdbebensicherung des Kernbereichs des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der SND-Halterung“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens in Phase B vorgesehen ist

## **ABSCHNITT 7: BEITRAG DES KERNKÖRPERS ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG**

## ZUSAMMENFASSUNG

7	BEITRAG DES KERNKERNES ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG	232
7.1	ZIELE DER KERNGRUPPE	233
7.2	FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES KERNTAMS	234
7.2.1	BEREICH VERHINDERUNG DER REAKTORFUSION	234
7.2.1.1	ASG-ND	234
7.2.1.2	Gewählte Lösung für die Dichtungsintegrität der GMPP	236
7.2.1.3	Herabfallen der Trauben	236
7.2.1.4	Notzufuhr an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate	237
7.2.1.5	Ventile des Druckhalters	237
7.2.2	KRAFTSTOFF-POOL-KLAPPE UND ZUSTAND „OFFENER TANK, REAKTOR-POOL VOLL“	238
7.2.2.1	Untersuchte Ziele und Konfigurationen	238
7.2.2.2	Wassernachfüllung in Schwimmbädern	238
7.2.2.3	Überwachung des Schwimmbadwasserstands	239
7.2.2.4	Vermeidung von Entleerungen	240
7.2.2.5	Verhinderung von Beschädigungen des Schwimmbeckens durch herabfallende Lasten	240
7.2.2.6	Rückführung zur Langzeitkühlung	241
7.2.3	MINDERUNG DER FOLGEN EINES UNFALLS MIT KERNSCHMELZE	242
7.2.3.1	Ziel und Funktionsprinzipien	242
7.2.3.2	Zugehörige Bestimmungen	243
7.3	UNTERSTÜTZENDE FUNKTIONEN	244
7.3.1	NOTDIESEL (DUS)	244
7.3.2	STROMVERTEILUNG KERN	245
7.3.3	BELÜFTUNG DER STROMRÄUME	245
7.3.4	STEUERUNG UND REGELUNG – KERN	246
7.3.5	WASSERVERSORGUNG HARD CORE	247
7.4	DIE NUKLEARE SCHNELLREAKTIONSKRÄFTE (FARN)	248
7.5	LOKALES KRISENZENTRUM	250
7.6	AUSLEGUNG DES KERNKÖRNER GEGENÜBER BELASTUNGEN UND IHREN FOLGEFÄHRDEN	251
7.6.1	ERDBEBEN HARTKERN	251
7.6.2	AUSSENÜBERSCHWEMMUNG DES KERNRAUMS	254
7.6.3	TORNADO (KERN)	259
7.6.4	VON NATURPHÄNOMENEN ÜBER DIE AUSLEGUNG HINAUS VERURSACHTE AUSWIRKUNGEN AUF DEM STANDORT	260
7.7	SCHLUSSFOLGERUNG	261

## **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 05.05.2011 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 Erfahrungen aus bedeutenden Ereignissen ohne die Ergebnisse der Nachprüfungen abzuwarten.

Die RECS wiesen zudem darauf hin, dass *„die Leistungsbeschreibung der ECS jedoch verlangt, [die] Plausibilität [von Extremsituationen] außer Acht zu lassen; daher 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 *„Kernkerns aus materiellen und organisatorischen Vorkehrungen [...].“* vorschreiben. *Für diesen Kernkern richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden SSC diversifizierte SSC ein, um die Risiken gemeinsamer Ursachen zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls den Rückgriff auf nicht diversifizierte oder bestehende SSC.“*

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 definieren die Sicherheitsziele des „Noyau Dur“. Die festgelegten Maßnahmen des „Noyau Dur“ haben folgende Ziele:

- einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern oder dessen Ausbreitung einzudämmen,
- massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu begrenzen,
- dem Betreiber die Erfüllung seiner Aufgaben im Krisenmanagement zu ermöglichen.

Die „Hard-Core“-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 Reaktion 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 wird dies durch mobile Einrichtungen sowie eine Organisation und Teams für deren Einsatz, wodurch Folgendes ermöglicht wird:

- 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 Entlüftungsvorrichtung,
- sicherzustellen, dass die Brennelemente nicht entleert werden, auch nicht während der Handhabung im Lagerbecken und in den Handhabungsräumen für Brennelemente,

Die zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen gewählten Maßnahmen des „Noyau Dur“ berücksichtigen den Fall einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters an einem Reaktor des Standorts.

Diese „Hard Core“-Maßnahmen werden in den Abschnitten 0 „Funktionale Architektur des Hard Core“ und 7.3 „Unterstützende Funktionen“

Der Einsatz des „Noyau Dur“ geht zudem mit Vorkehrungen einher, die es dem Betreiber ermöglichen sollen, die ihm im Rahmen des Krisenmanagements 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 Druckerhöhungs im Sicherheitsbehälter und der Freilegung der Brennelemente im Brennelementbecken.

Schließlich muss der Harter Kern robust gegenüber den für ihn festgelegten externen Naturgefahren 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 Harten Kerns hinsichtlich der auf ihn einwirkenden Belastungen und deren Folgeeffekte sowie die damit verbundenen Schutzmaßnahmen werden in Abschnitt 7.6 dargestellt.

Die Umsetzung der Kernbereichsbestimmungen wird zudem durch die ASN-Vorschriften [ND-A], [ND-B], [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 zum “ festlegt.

## **7.2 FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES HARTKERN**

### **7.2.1 Bereich Reaktorschmelzprävention**

#### **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].

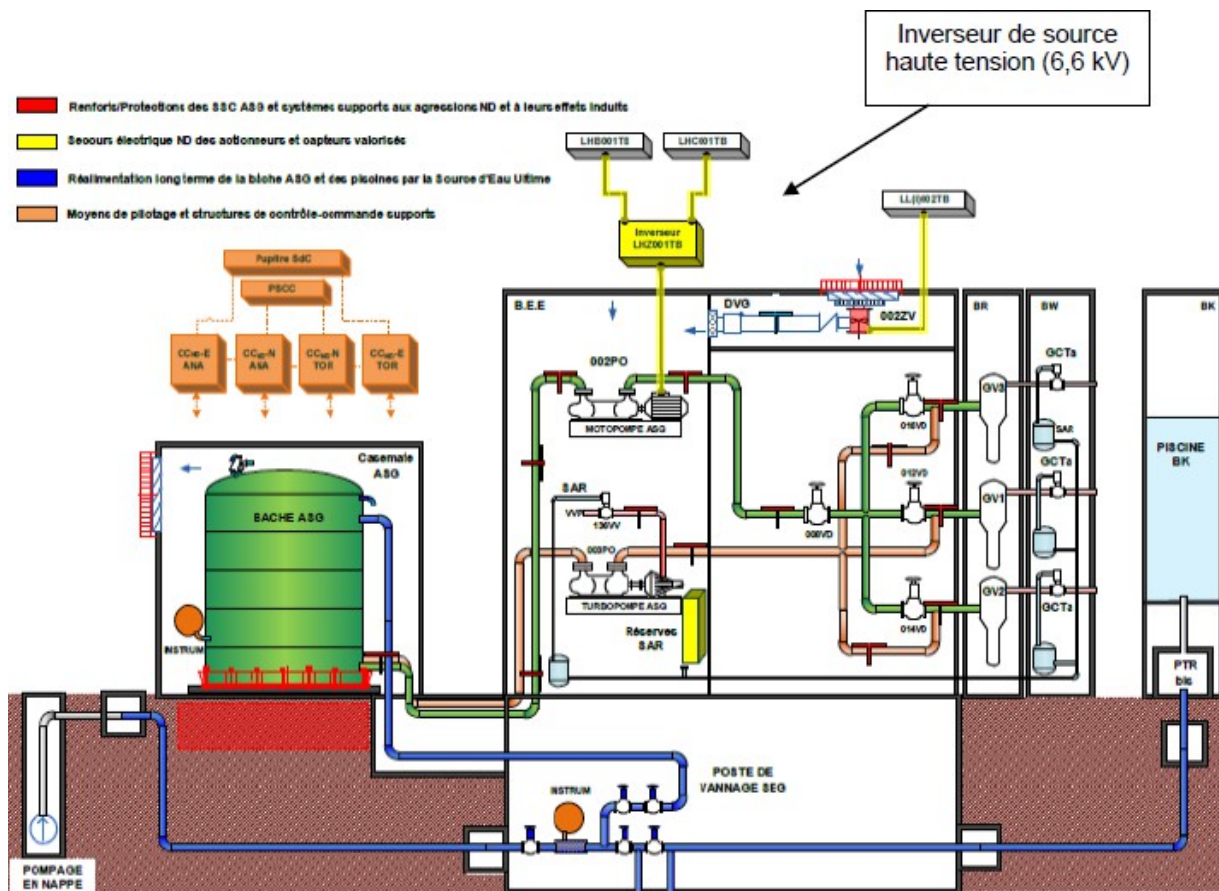
Die wichtigsten Annahmen bezüglich der Systeme lauten wie folgt:

- Der Hauptprimärkreis und der Hauptsekundärkreis 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 Wirkung 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 Wasserverteilungsanlage eingerichtet, um das ASG-Becken sowie die BR- und Brennstoffbecken dauerhaft über die Zusatzwasserquelle für den Kern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2).



Prinzipskizze der ASG-ND-Anordnung

Der Aspekt der „Luftautonomie“ für die Steuerung der pneumatischen Bauteile im Hard-Core-Betrieb wird ebenfalls durch die Änderung ASG-ND (PNPE1258) behandelt.

Die Bedienbarkeit der Regelventile ASG 012/014/016 VD vom Kontrollraum aus im „Noyau Dur“-Betrieb ist ebenfalls Gegenstand einer Änderung (PNPE1258 Band L).

## Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier“-Zustands auf.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1258 „Einführung des ASG-ND-Systems und einer festen Nachfülleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens in Phase B vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1258 Band L „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Kernsteuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD vom Kontrollraum aus unter Hardcore-Bedingungen“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzung“ des 4- RP 900 umgesetzt.

### **7.2.1.2 Gewählte Lösung für die Dichtungsintegrität der GMPP**

Die Hard-Core-Betriebsstrategie 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 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 7 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 usw.) 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“-Betriebsszenario 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 4 Sensoren in 2/4-Logik aktiviert, die an der Außenverkleidung des Reaktorgebäudes installiert sind. Diese Anordnung wird verstärkt, um ihre Robustheit gegenüber einem „Noyau Dur“-Erdbeben 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 erdbebensichere 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

##### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

### Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1419 „Einführung eines automatischen Reaktorabschaltbefehls bei Erdbeben“ wurde im Block 4 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 Kernerdbeben“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

#### **7.2.1.4 Notfallversorgung für die 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 Sicherheitsmaßnahme ermöglicht es, die Sicherheitsmargen hinsichtlich des Risikos 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 zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

##### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten 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 ergänzenden Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 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 eines Kernschmelzunfalls unter Druck in einer Unfallsituation 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 Folgendes umfasst:

- mechanisch: Austausch der Köpfe aller Schutz- und Absperrventile (Ventilkörper, Düse und Schutzring bleiben erhalten),
- elektrisch: Austausch der Positionssensoren am Ventilkopf und der Elektronikarten im SEBIM-Positionssensor-Rack in den Elektroräumen.

## Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Stillstandszustands auf.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1595 „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

## **7.2.2 Schwimmbeckenklappe – Brennstoff und Zustand „offener Tank, Reaktorbecken voll“**

### **7.2.2.1 Ziele und untersuchte Konfigurationen**

Der „Noyau Dur“ verhindert das Entleeren der Brennelementebündel im Deaktivierungsbecken, einschließlich 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 Brennstoffbecken 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 Reaktorbecken voll), bei dem das Transferrohr geöffnet ist und das BR-Becken mit dem Brennelementbecken verbindet (ohne Absperrschieber).

### **7.2.2.2 Wassernachfüllung in die Becken**

### **Allgemeiner Teil „Lagerung“**

Die Vorrichtung besteht aus:

- einer Wasserzufuhr für den Kern im Brennstoffbecken (PNPP1714/PNPE1289 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 BR-Becken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258) und deren Dampfablass (PNRL1803). Die Wasserzufuhr zum BR-Becken erfolgt im Zustand „Arrêt Pour (APR) durch Schwerkraft aus dem Brennstoffbecken über das offen gelassene Überleitungsrohr durchgeführt. Die Dammbalken zwischen dem Behälterraum des BR-Beckens und dem Lagerraum des Brennstoffbeckens werden entfernt oder geöffnet. Die Türen der Schleuse 0 m (Ablass für den im BR-Becken erzeugten Dampf) dürfen sich unter dem Einfluss des Dampfdurchflusses nicht schließen können; zu diesem Zweck gewährleistet die Änderung PNRL1803, dass die BR-Schleuse im „Noyau Dur“-Zustand offen bleibt.

## Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 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 „Zusätzliche Studien“ behandelt.

Die Änderungen:

- PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“,
- PNRL1803 „Einbau einer Kernwasser-Nachspeisung am Reaktorgebäude-Becken und dessen Dampfauslass: Vorrichtung zur Offenhaltung der Schleuse BR 0m“,

werden im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt, die spätestens in Phase B vorgesehen ist.

### 7.2.2.3 Überwachung des Beckenfüllstands

#### Allgemeiner Teil „Palier“

Der Füllstand der Becken wird durch Füllstandsmessgeräte im Brennelementlagerbecken und im Reaktorgebäude-Becken überwacht, die die Steuerung der Nachspeisung (Inbetriebnahme, Abschaltung, Regelung) ermöglichen: Schalt-Füllstandsmessungen der Becken im Reaktorgebäude (PNPE1128) und des Brennelement-Lagerbeckens (PNPP1907) sowie die analoge Füllstandsmessung des Brennelement-Lagerbeckens (PNPP1824).

## Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 außerhalb von Band N „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“ wurde am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,

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

Die Änderung PNPP1907 Band N „Behebung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung spätestens in Phase B der Änderungen des 4- RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt

#### 7.2.2.4 Vermeidung von Entleerungen

##### Allgemeiner Teil Lager

Für den Kern werden zwei große Kategorien von Maßnahmen untersucht 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:
  - automatisches Schließen der PTR-Ansaugung des Brennelementbeckens bei einem Signal für sehr niedrigen Füllstand des Brennelementbeckens (PNPP1402),
  - automatische Absperrung der Filterleitungen des BR-Beckens (PNPP1780),
  - Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennstoffbeckens, um eine mögliche Entleerung zu unterbrechen, die durch einen Schieberbruch an dieser Leitung ausgelöst wird (PNPP1289),
  - Hinzufügung organisatorischer Vorkehrungen in Form von behördlichen Sperrverfügungen, um die Absperrung bestimmter Entleerungsleitungen der BR- und Brennstoffbecken während Brennstoffumschlagvorgängen zu gewährleisten.

##### Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

###### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

###### Zusammenfassung des

###### Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPP1402 „Automatisches Schließen des PTR-Ansaugventils im Brennelementlagerbecken bei sehr niedrigem Füllstand“,
- PNPP1289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelement-Lagerbeckens“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Entleerungsventile des Reaktorgebäudebeckens“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

#### 7.2.2.5 Verhinderung von Beschädigungen des Brennstoffbeckens durch herabfallende Lasten

##### Allgemeiner Teil Lager

Die „Noyau Dur“-Vorschriften stützen sich auf die Robustheit der Becken und der sie tragenden Strukturen sowie des Transferrohrs und der angeschlossenen Kreisläufe bis hin zum ersten Absperrorgan.

Ziel ist es daher, das Risiko eines Lecks oder einer Beschädigung der Behälterkonstruktion im Falle eines Laststurzes zu vermeiden, der den Behälter beschädigen könnte, sei es durch *das* „Herausfallen“ der Brennelementkassette während der Handhabung oder durch den Sturz der Transportverpackung für abgebrannte Brennelemente.

#### ❖ Herabfallen der Brennelementkassette während der Handhabung

Die für den Kernblock getroffenen Vorkehrungen dienen dazu, das Herabfallen der Brennelementkassette während der Handhabung zu verhindern. Es handelt sich um Vorkehrungen zur Sicherung der Brennelementkassette während der Handhabung auf der Lademaschine auf der Beckenseite des Reaktorgebäudes (PNPP1975), auf der Laufbrücke und auf der Hilfsbrücke des BK (PNPP1913) sowie auf dem Aufzug 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 Brennstoffelemente durch, die sich während der Handhabung im Brennstoffbecken befinden, für den Fall eines Ausfalls der Stromversorgung (PNPP1549 Manuelle Notsteuerungen).

#### ❖ Sturz einer Transportverpackung

Die Widerstandsfähigkeit der Becken im Falle eines durch ein Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ verursachten Sturzes einer Transportverpackung wurde nachgewiesen:

- Nach einem Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ bleibt das Verhalten des Brennelementbeckens im linearen elastischen Bereich des Stahlbetons,
- Da sich die Materialien im linearen Elastizitätsbereich befinden, ist die Unversehrtheit des Brennelementbeckens im Falle eines durch ein Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ verursachten Sturzes einer Transportverpackung nachgewiesen.

Eine Vorrichtung zur Lastsicherung der abgebrannten Brennelementbehälter während der Handhabung an der Schwerlastbrücke DMK wird eingesetzt (PNPP1913), um das Risiko eines Herabstürzens der Behälter zu verhindern.

### **Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

#### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Aufgrund der Auslegung der BK-Brücken und der Beschickungsmaschinen des Kraftwerks Tricastin gemäß SDD ist die Änderung PNPP1975 „Seismische Verstärkung der Beschickungsmaschine“ nicht erforderlich, um die Erdbebensicherheit der SSC des Kerns nachzuweisen. Sie wird daher nicht in Block 4 von Tricastin integriert.

#### Zusammenfassung des

#### Zustands des Blocks Die

Änderungen:

- PNPP1549 „Sichere Positionierung eines Brennelementbündels“,
- PNPP1620 „Ersatz der erdbebensicheren SND-Absenkvorrichtungen“,

wurden im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1913 „Verstärkung der BK-Brücken“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4- RP 900 am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

### **7.2.2.6 Rückkehr zur Langzeitkühlung**

#### **Allgemeiner Teil Lager**

Das „Hard-Core“-Verfahren bei einem Ausfall der Kühlung des Brennelementbeckens besteht darin, die Restleistung der im Brennelementbecken befindlichen Brennelemente – einschließlich derjenigen, die gerade umgeladen werden – durch Verdampfung abzuleiten, wobei diese mittels der „Hard-Core“-Nachspeisung unter Wasser gehalten werden.

Die Rückkehr zur Kühlung des Brennelementbeckens wird anschließend für „Noyau Dur“-Situationen durch die Inbetriebnahme der Vorrichtung „PTR bis“ spätestens 15 Tage nach Beginn der „Noyau Dur“-Situation sichergestellt. Die Änderung „PTR bis“ (PNPP1907) ist in Abschnitt 3 beschrieben. Die Anordnung „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 der Rückkehr zur Kühlung durch die Vorrichtung „PTR bis“ zu einem Durchfluss vom Brennstoffbecken zum BR-Becken durch das Transferrohr, der weitaus höher ist als derjenige, der durch die Wasserzufuhr aus der „Noyau Dur“-Zufuhr entsteht (PNPP1714/PNPE1289 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 in den Behälter durch heterogene Verdünnung zu verhindern. Zu diesem Zweck wird von der FARN vor dem Start des PTRbis eine Borierungsvorrichtung (Mobile Borierungsanlage) eingesetzt. Diese Vorrichtung ermöglicht es, Bor in einer Konzentration einzuleiten, die über der kritischen Borkonzentration des Kerns im Reaktorbehälter liegt, und so die Borkonzentration im Brennelementbecken anzuheben, wodurch das Risiko einer heterogenen Verdünnung vor der Inbetriebnahme des PTRbis beseitigt wird.

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Palier-Zustand keine Besonderheiten auf.

### Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 außerhalb von Band N „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1907 Band N „Behebung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans spätestens in Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

## **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 den Fall 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 damit verbundenen funktionalen Maßnahmen werden im folgenden Abschnitt vorgestellt. Ergänzend tragen bestimmte, in den Abschnitten 7.3 „Stützfunktionen“ und 7.6

„Dimensionierung des Harten Kerns hinsichtlich der Einwirkungen und ihrer induzierten Auswirkungen“ tragen zur Minderung von

Unfälle mit Kernschmelze.

### 7.2.3.2 Verwandte Bestimmungen

#### Allgemeiner Teil „Lager“

Die für die Minderung der Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze bewerteten Noyau-Dur-Bestimmungen lauten wie folgt:

- EAS-ND (PNPP1811);
- Abfallmanagement bei einem Unfall 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 Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes (PNPE1460);
- Isolierung des Sicherheitsbehälters (eine für den Kernbereich durch eine Durchführung bewertete Komponente);
- Passive autokatalytische Rekombinatoren (Änderung bereits umgesetzt);
- Elektrische Notstromversorgung einer Lüftungs- und Luftfilterkette im Kontrollraum 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 der SAS BR (PNPP1631);
- Erkennung möglicher interner Leckagen am EAS-ND-Wärmetauscher zur Überwachung der Kontaminationsfreiheit der Kaltquelle (Messung auf Basis eines von der FARN eingesetzten mobilen Geräts);
- Einrichtung einer Corium-Ausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Reaktorkerninstrumentierung) und elektrische Notversorgung durch das DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Corium-Ausbreitungs-Thermoelement im RIC-Raum (PNPE1387);
- EAS ND – Mobile Kaltwasserquelle – Anbringung von Verankerungspfosten für die Pumpenaggregate der Kaltwasserquelle des Kerns (PNPP1972 und PNRL1844);
- Einrichtung einer Messstelle im Reaktorgebäude (PNPE1386);
- Einbau von Natriumtetraborat-Behältern in die Auffangbecken des Reaktorgebäudes (PNPE1410). Diese

Maßnahmen sind in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze beschrieben.

### Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

#### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

#### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die oben genannten Änderungen sind in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze beschrieben.

Die Änderung PNRS1021 „Aufrechterhaltung der geschlossenen Position der Rücklaufleitung an der Dichtung Nr. 1 GMPP im Hard-Core- und H3-Zustand“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen zu den Änderungen des 4. RP 900“ im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

## 7.3 UNTERSTÜTZUNGSFUNKTIONEN

### 7.3.1 Notstromdiesel (DUS)

#### Generischer Teil „Lager“

Der Notdiesel gehört zu den neuen SSC des Hard Core. 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 erdbebensicher für den „Noyau Dur“ (SND) ausgelegt und vor den Gefahren des „Noyau Dur“ (Tornado, Überschwemmung, Blitzschlag) geschützt. Seine Nennleistung beträgt 3050 kWe netto, und EDF installiert in jedem seiner in Betrieb befindlichen Reaktoren einen solchen Generator.

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 und Überwachung des Stromaggregats und seiner Hilfsaggregate,
- Steuerung und Kommunikation mit dem Kraftwerksblock.

Eine elektrische Verbindung zu einer gemeinsamen Block-Schalttafel ermöglicht dessen permanente Klimatisierung. Das DUS startet automatisch bei Ausfall seiner permanenten Stromversorgung, um seine eigene Klimatisierung durch Selbstversorgung sicherzustellen und so seine Verfügbarkeit aufrechtzuerhalten. Es verfügt außerdem über ein Belüftungs- und Klimatisierungssystem für die Räumlichkeiten des Gebäudes.

Es sind zudem Anschlussvorrichtungen vorgesehen, um den Anschluss mobiler Geräte zu ermöglichen:

- eine spezielle, wettergeschützte Entleerungsleitung für die Kraftstoffnachfüllung,
- 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 Brennstoffautonomie des DUS beträgt bei Volllast 3 Tage. Er ist für einen wartungsfreien Betrieb von mindestens 15 Tagen ausgelegt.

Diese Anordnung ermöglicht es, an jedem der Reaktoren eines Standorts im Falle eines Ausfalls aller externen und internen Stromquellen die Stromversorgung aller Anlagen des „Noyau Dur“ im Falle einer „Noyau Dur“-Situation sicherzustellen.

Die Einrichtung dieses DUS ist mit der Änderung PNPP1666 verbunden.

#### Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

##### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Block Palier keine Besonderheiten auf.

##### Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1666 „Notstromdiesel“ wurde am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

### **7.3.2 Stromverteilung Kernkraftwerk**

#### **Generischer Teil Palier**

Die von EDF gewählte Auslegung der elektrischen Verteilung im Kernbereich für die Ausrüstung des Kernbereichs (PNPE1068) 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 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 Hinsicht die Sicherheitsziele des Kernbereichs. In diesem Zusammenhang besteht die von der elektrischen Architektur gewährleistete Sicherheitsfunktion darin, die vom DUS oder durch die von der Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN) eingesetzten Nachspeisungsmittel gelieferte Energie über eine robuste elektrische Architektur an alle SSC des Kernbereichs, einschließlich insbesondere der Steuerung und Regelung des Kernbereichs (CC ND), umzuwandeln und zu verteilen.

Die Stromverteilung des Kernbereichs versorgt alle Aktoren des Kernbereichs:

- die neuen Anlagen (z. B. die EAS-ND-Pumpe des Kernbereichs),
- die vorhandenen Anlagen, die zum Kernbereich gehören.

#### **Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

##### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

##### Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1068 Band A „Einrichtung einer elektrischen Verteilung für den Kernbereich“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Einrichtung einer elektrischen Verteilung für den Kernbereich“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4- RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

### **7.3.3 Belüftung der Elektroräume**

#### **Allgemeiner Teil: Maschinenraum**

Die Belüftung der Elektroräume ist erforderlich, um eine für den Betrieb der in den bestehenden Räumen befindlichen elektrischen Anlagen des Kernbereichs akzeptable Temperatur zu gewährleisten. Die Sicherheitsstellung „Umluftbetrieb“ der Frischluftzufuhrventile wird aktiviert, ebenso wie eine Bedienermaßnahme vor Ort, um diese bei hohen Außentemperaturen auf Frischluftbetrieb umzustellen.

Da die vorhandenen Batterien als Teil des „Noyau Dur“ genutzt werden, ist eine Belüftung der Batterieräume (DVE-System auf der CPY-Ebene) erforderlich, um eine Ansammlung von Wasserstoff nach ihrer Wiederaufladung durch das DUS zu verhindern. Die Absaugung über Kanal B ist ausreichend, um diese Funktion zu gewährleisten, ebenso wie das Offenhalten der Brandschutzklappen am Auslass von Kanal B.

Im Rahmen der Studien „Grands Chauds“ und der mit dem „Noyau Dur“ verbundenen thermischen Studien werden Änderungen vorgenommen, um die Effizienz der Klimatisierung der Elektroräume zu verbessern. Um beispielsweise die Abführung der von den elektrischen Anlagen (insbesondere den Niederspannungstransformatoren) abgegebenen Wärme zu verbessern, werden über den Transformatorräumen (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).

Der Überlebensbereich 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 im Überlebensbereich spezielle 220-V-Steckdosen installiert, die durch das DUS (PNPE1412) mit Notstrom versorgt werden.

## Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Hinblick auf den Palier-Zustand auf.

### Zusammenfassung des

### Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE1118 „Erdbebensicherung der Belüftungsanlagen in Batterieräumen (DVE)“
- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung der DVL-MT-BT-Räume“

wurden im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1412 „Einbau von 220-V-Steckdosen im Überlebensbereich, die durch das DUS mit Notstrom versorgt werden“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des <sup>4</sup> RP 900 am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNPE1459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektrikgebäudes, darunter der Überlebensinsel, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen zu den Änderungen des <sup>4</sup> RP 900“ im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

## 7.3.4 Leit- und Steuerungstechnik Kernkraftwerk

### Generischer Teil Lager

Das von EDF gewählte Konzept der Steuerung und Regelung für den Betrieb der Anlagen des Kernbereichs (PNPP1688 und PNPE1073) erfüllt gleichzeitig folgende Anforderungen:

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz,
- den betrieblichen Anforderungen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Leittechnik in Frage zu stellen.

Die Bestimmungen, die zur Steuerung und Regelung der Einrichtungen des „Noyau Dur“ beitragen, müssen den Anforderungen an die Robustheit gegenüber „Noyau Dur“-Situationen und deren Auswirkungen entsprechen, sofern diese betroffen sind.

Die für die Einrichtungen des Kernbereichs erforderliche Steuerung und Kontrolle besteht aus zwei Teilsystemen:

- einem Teil, der auf der bestehenden Steuerung und 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 Kernsteuerung (CC ND) über Spannungen aus den Schaltanlagen der mit dem DUS verbundenen elektrischen Architektur des Kerns.

## Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

### Zusammenfassung des

### Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE1073 „Einführung einer Hardcore-Steuerung für die vorhandenen Anlagen“,
- PNPP1688 Band C „Einführung einer Hard-Core-Leittechnik für neue Anlagen“,

wurden im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1688 Band D „Einführung einer Hard-Core-Steuerung für neue Ausrüstungen“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4- RP 900 im Block 4 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 Brennstoffbecken. Diese Noyau-Dur-Wasserquelle ist robust gegenüber den auf den Noyau Dur einwirkenden aggressiven Medien ausgelegt ([siehe § 7.6](#)).

Die Architektur der Wasserquelle für den Kern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258) fügt sich in die Gesamtarchitektur der Kern-Nachspeisung 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 Kernkraftwerksblock 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 Pumpanlagen (falls erforderlich).

Die Wasserquelle der Noyau-Dur-Reserve muss die Versorgung des ASG-Tanks sowie des Brennstoffbeckens mit Rohwasser gemäß den folgenden Anforderungen gewährleisten:

- vorgesehene Einsatzdauer: 15 Tage ohne wartungsbedingte Unterbrechung,
- Autonomie vor Ort: 3 Tage ohne Eingreifen der FARN,
- Wasserqualität: Rohwasser (ggf. gefiltert), das mit den Betriebsparametern der MPS ASG kompatibel ist und während 15 Betriebstagen aufbereitet wurde.

## **Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Stillstandszustands 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 „Zusätzliche Studien“ behandelt.

Die Änderung PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens in Phase B vorgesehen ist.

## **7.4 DIE NUKLEARE SCHNELLREAKTIONSKRÄFTE (FARN)**

Die Nukleare Schnelle Eingreiftruppe (FARN) ist dafür zuständig, Material und Personal bereitzustellen, um die Teams eines Kernkraftwerks bei der Bewältigung einer Krise zu unterstützen, bei der die Gefahr einer Freisetzung in die Umwelt besteht.

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-Stub mit Sitz im Großraum Paris entsandt wird. Spezifische Ressourcen können zudem von einem nationalen Lager in der Oise herangeschafft werden.

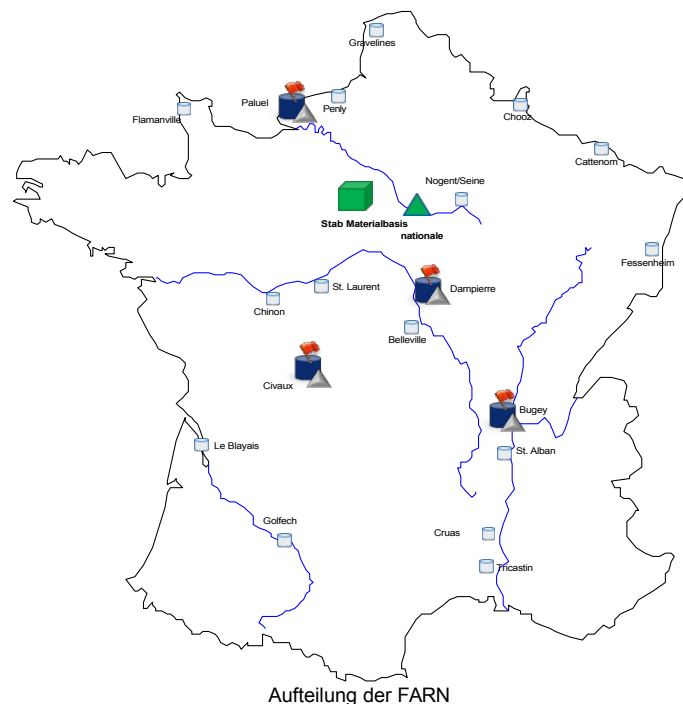
Nach ihrer Alarmierung erreichen die FARN-Teams den Standort in weniger als 12 Stunden, und die zusätzlichen Ressourcen werden spätestens 24 Stunden nach ihrer Alarmierung in Betrieb genommen.

Die FARN ist so dimensioniert, dass sie gleichzeitig Unterstützungsaufgaben für 6 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 Kernstab umfassen:

- die Nachfüllung von Kraftstoff und Öl für die Notstromdieselaggregate (DUS) und den Stromgenerator des lokalen Krisenzentrums (CCL) ab dem dritten Tag,
- die Wasserversorgung der Wasserreserve des Kernteams (PNPP1714/PNPE1289 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 eines vollständigen oder teilweisen Ersatzes der Kernversorgung (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2),
  - frühestens 3 Tage nach Beginn der Übergangsphase, 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 „Source Froide Noyau Dur“ (SF-ND) zur Kühlung der EAS-ND- oder PTR-bis-Anlagen,
- die Beförderung der lokalen Teams zum Kraftwerk im Falle einer Isolierung,
- die Unterstützung der Teams vor Ort bei der Einrichtung und Überwachung der MLC (lokalen Krisenmaßnahmen).

Die Ressourcen der FARN verteilen sich 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.



Ein regionaler FARN-Dienst umfasst etwa 70 Mitarbeiter, darunter 14 Mitarbeiter im wöchentlichen Bereitschaftsdienst. Jeder regionale Dienst verfügt über die gleiche Ausrüstung.

Die FARN ist so ausgelegt, dass sie in den ersten 72 Stunden völlig autonom agieren kann.

In ihrem Einsatzplan sieht die FARN eine Zusammenführung der Ressourcen an einem Rückzugsort vor (der bereits in den ersten Stunden der Krise festgelegt wird), 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 Einsatzrüstung,
- Kompetenzen, die für Einsätze unter erschwerten 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 (Anlagenführung, Instandhaltung, Logistik, Strahlenschutz usw.). Nach einer sechswöchigen Grundausbildung widmen sie ihrer Tätigkeit bei der FARN 20 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 der Ebene**

Das Ziel des Lokalen Krisenzentrums (CCL) ist es, dem Betreiber des Kernkraftwerks die langfristige Bewältigung einer schweren Krise (insbesondere eines Krisenmanagements über mehrere Reaktoren hinweg) zu ermöglichen. Es gewährleistet im Krisenfall angemessene Zugänglichkeit, Autonomie und Bewohnbarkeit und ist so ausgelegt, dass es den für den Harten Kern festgelegten externen Einwirkungen 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 Übersicht über alle 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin**

### Besonderheiten des Blocks

Das Risiko durch das Vorhandensein einer Fluorwasserstoffwolke aufgrund der industriellen Umgebung wird wie folgt berücksichtigt:

- Kein Ein- und Ausgang von Personal aus dem CCL, solange die Wolke besteht (gemäß dem PUI toxique);
- Umschaltung in den „Abschottungsmodus“ (statische Abschottung des Gebäudes ohne Luftaustausch) für die Dauer des Vorfalls (etwa eine Stunde); die Aktivierung dieses „Abschottungsmodus“ erfolgt durch einen Befehl, der vom Alarmempfänger (entweder vom Hauptzugang oder von der zentralen Schutzzentrale) ausgelöst wird.

### Bilanz zum Zustand des Reaktorblocks

Die Bauarbeiten am lokalen Krisenzentrum des Kernkraftwerks Tricastin sind Gegenstand folgender Änderungen:

- PNPP1765 „Lokales Krisenzentrum Tricastin“,
- PNPP1683 „Weiterleitung von Blockinformationen an das lokale Krisenzentrum“,

Diese Änderungen werden im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens bis Ende 2026 vorgesehen ist.

## **7.6 AUSLEGUNG DES KERNKERNES FÜR STÖRFÄLLE UND IHRE FOLGEN**

Der Kernbereich muss für extreme Einwirkungen (d. h. solche, deren Schweregrad den im Sicherheitsreferenzsystem der Anlagen berücksichtigten deutlich übersteigt) ausgelegt sein, die als Einwirkungen auf den Kernbereich 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 in den technischen Vorschriften ECS-ND7 der Entscheidungen Nr. 2014-DC-0395, 0398, 0401, 0402, 0406, 0398, 0401, 0402, 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 seismische Gefährdung, die für die SSC des Kernkraftwerks zu berücksichtigen ist und durch ein Antwortspektrum definiert wird, muss:*

- *die Hüllkurve des um 50 % erhöhten Sicherheitsbebens (SMS) des Standorts bilden,*
- *die Hüllkurve der probabilistisch definierten Standortspektren mit einer Wiederkehrperiode von 20 000 Jahren bilden,*
- *„bei seiner Definition die spezifischen Standortbedingungen und insbesondere die Bodenbeschaffenheit zu berücksichtigen.“*

Die so definierten Spektren werden als „*Hard-Core-Erdbeben (SND)*“ bezeichnet und dienen dazu, das Fehlen eines Klippeffekts jenseits der SMS zu beurteilen.

### ❖ Überprüfungsmethode und durchgeführte Verstärkungsmaßnahmen

Wenn das „Séisme Noyau Dur“ (SND) größer ist als das Bemessungsspektrum (SDD), wird die Robustheit der bestehenden SSC, die zum „Noyau Dur“ gehören (SSC ND), anhand des SND unter Verwendung von Leitfäden zur Erdbebensicherheit entsprechend den Materialfamilien überprüft, und die SSC ND werden bei Bedarf verstärkt.

Die Identifizierung der SSC ND, die Verstärkungen erfordern, um die Robustheit auf dem von EDF in Anwendung der Vorschrift [ECS-ND7] definierten Erdbebenrisikoniveau sicherzustellen, 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 ND erforderlich sind, werden die Änderungen im Rahmen der Vorschrift [AGR-F-II] integriert. Diese Änderungen sind im Abschnitt „*Besonderheiten des Blocks*“ aufgeführt.

EDF hat ergänzende Studien als Reaktion auf die Vorschrift [AGR-F-III] durchgeführt und eine Liste der zu verstärkenden SSC erstellt, um höheren seismischen Gefahrenstufen als dem SND gerecht zu werden und dabei die Unsicherheiten bei der Bestimmung der Extremgefahr sowie mögliche standortspezifische Auswirkungen zu berücksichtigen. Diese Verstärkungen werden nach einem noch festzulegenden Zeitplan durchgeführt.

Für die neuen SSC des Kernblocks, die Gegenstand spezieller Projekte sind, wird ein gegenüber dem sogenannten „*SND-Erdbeben*“ erhöhtes Spektrum zugrunde gelegt.

## Spezifischer Teil zu Block 4 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 Bemessung und die Erdbebenüberprüfung. Daher werden Robustheitsstudien erstellt, um die Beständigkeit gegenüber dem SND-Erdbeben für die SSC des Kernbereichs nachzuweisen.

Nach Abschluss der seismischen Robustheitsstudien auf SND-Ebene führt EDF folgende Verstärkungsmaßnahmen am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin durch:

- Widerstandsfähigkeit der „Noyau Dur“-Lüftungssysteme gegen SND und Tornados (PNPE1358),
- SND-Beständigkeit von Rohrleitungen (PNPE1332),
- SND-Beständigkeit der elektrischen Ausrüstung und der Steuerungs- und Kontrollsysteme (PNPE1357),

- SND-Beständigkeit der Instrumentierung (PNPE1478),
- SND-Beständigkeit der Kabelkanäle (PNPE1285),
- Verstärkung des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs im SND-Betrieb (PNPE1333),
- Robustheit gegenüber SND mehrerer für den Betrieb im „Hard Core“-Zustand erforderlicher Messketten mit Weiterleitung an den Kontrollraum, wie z. B. Messungen der Beckenfüllstände (PNPE1128, PNPP1824, PNPP1907), die Messungen zur Beurteilung der Wirksamkeit der Hochdruckborierung (PNPE1298), eine spezifische Messung des Wasserstands in den BR-Sammelbecken (PNPE1386), die repräsentativen Messungen eines Ausfalls der Sicherheitskaltquelle (PNPE1305) sowie die Messungen zur Erkennung eines signifikanten Erdbebens und zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei einem signifikanten Erdbeben (PNPE1115),
- RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung (PNPE1336),
- Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen Polaritätseinheit und TOR-Eingängen des KIT (PNPP1925),
- Verstärkung des Kiesdamms von Tricastin (PNPE1276).

#### Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPE1276 „Verstärkung des Kiesdamms von Tricastin im Rahmen des SND“ wurde 2022 umgesetzt.

Die Änderung

- PNPP1907, Band N „Errichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“,
- PNPE1333 Band A „Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterungen“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1115 „Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber einem Kern-Erdbeben“
- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPE1478 „SND-Robustheit der Instrumentierung“,
- PNPE1285 „Erdbebensicherheit von Kabelkanälen“,
- PNPE1298 „Robustheit der Kerninformationen zur Darstellung der Effizienz der Hochdruckborierung“,
- PNPE1305 „Einführung einer robusten Erkennung von H1-Situationen bei Erdbeben im Kernbereich“,
- PNPE1332 „Erdbebensicherheit ND von Rohrleitungen“,
- PNPE1336 „RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung“,
- PNPP1824 „Hinzufügen einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,
- PNPE1357 „Erdbebensicherheit elektrischer Anlagen und Steuerungs- und Regelungssysteme“,
- PNPE1358 „Erdbeben- und Tornadosicherheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs“,

- PNPP1925 „Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen Polaritätseinheit und digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)“,

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

Die Änderungen:

- PNPE1333 Band B „Erdbebensicherung des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der SND-Halterung“,
- PNPP1907 Band N „Lösung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“,

werden im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt, die spätestens in Phase B vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1386 „Einrichtung einer Sumpfmessstelle im Reaktorgebäude“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin im Rahmen der Phase B „Ergänzungen zu den Änderungen des 4 · RP 900“ 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 (im Zusammenhang mit den durch das Erdbeben verursachten Auswirkungen).

#### 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 tausendjährigen Hochwassers liegt,
- Extremer Meeresspiegel für Standorte an der Küste, der sich aus einer pauschalen Erhöhung des gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13 ermittelten Referenzpegels ergibt, unter Berücksichtigung der Auswirkungen eines , die sich auf den so erhaltenen statischen Pegel auswirkt,
- Auswirkungen eines Erdbebens der Stufe SND auf die an den Standort angrenzenden Kanaldämme (Sonderfall des Kernkraftwerks Tricastin),
- mehrfache Dammbüche stromaufwärts des Standorts infolge eines Erdbebens für die betroffenen Flusstandorte.

#### 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 Regenwasserableitungsnetzes,
- Erdbebenbedingte Überschwemmung, die über das Referenzszenario hinausgeht und zum Versagen von Wasserbauwerken führt, die

auf der Plattform.

## ❖ Mit der Überschwemmung verbundene Naturphänomene

### Extremer Wind

Die Winde, die mit externen Überschwemmungssituationen des „Noyau Dur“ durch einen Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle (ohne Flusshochwasser) oder durch direktes Überlaufen auf die Plattform einhergehen, gelten als laminar im stationären Zustand. 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 SSC des Kernbereichs hinsichtlich extremer Winde durch 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/cm<sup>3</sup>.

## ❖ Eingesetzte Schutzmaßnahmen

Die Gebäude, in denen sich die SSC des Kernbereichs befinden, sind geschützt:

- vor Überschwemmung durch Überlaufen auf die Plattform durch den unteren Nahschutz,
- vor Überschwemmung durch Anstieg der Kaltwasserquelle:
  - entweder durch den oberen Nahschutz, der die Gebäude schützt,
  - entweder durch Perimeterschutz (z. B. Deiche), der die Standorte schützt.

### Niedriger Nahschutz

Der untere Nahschutz (PNPP1675) besteht darin, die Öffnungen im Überbau des Reaktorblocks 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 Dieselräume und die Pumpstation verhindern sollen, um das Risiko eines Ausfalls der Kühlquelle und der Stromquellen („H1/H3“) zu vermeiden, daher ständig vorhanden.

### Nahschutz hoch

Der Hochsicherheitsbereich stützt sich infrastrukturell auf den volumetrischen Schutz (PV) mit Ausnahme der Pumpstation und der Dieselgebäude. Er besteht darin, einerseits den Randbereich des Kernkraftwerksblocks innerhalb des PV-Perimeters (außerhalb der Dieselgebäude) in der Überbauung abzudichten und andererseits die neuen Schnittstellen in der Infrastruktur zwischen dem Randbereich des Kernkraftwerksblocks innerhalb des PV-Perimeters (außerhalb der Dieselgebäude) 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 den auf den Bereich des „harten Kerns“ des Reaktorblocks begrenzten Druckbehälterraum 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 behandelt, 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 Kanalufeln zu bestimmen, deren Höhe über dem Niveau der Plattform liegt (wie im Fall des Standorts Tricastin).
- um die Auswirkungen mehrerer Dammbüche zu analysieren (entweder im selben 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.

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

#### - Peripherieschutz:

Für das Kernkraftwerk Tricastin erfüllen der Perimeterschutz auf der Seite des rechten Ufers und des Donzère-Kanals sowie die Verstärkung der Schutzmaßnahmen an der Pumpstation (Hinzufügen einer kleinen Mauer: PNPE1117) das Ziel, die Gebäude, in denen sich die SSC Noyau Dur befinden, vor dem Überlaufen der Kühlwasserquelle 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 „Noyau Dur“ befinden. Die Einrichtung von oberen Nahschutzvorrichtungen ist am Standort 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 stromaufwärts 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 Kiesdeich) wurde im Hinblick auf das Erdbeben „Noyau Dur“ (PNPE1276) verstärkt.

### Bilanz des Zustands des

#### Blocks Änderungen:

- PNPP1675 „Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Ablassen auf die Plattform“,
- PNPP1943 „Isolierung des CRF bei Erdbeben, die über die Referenzwerte hinausgehen“,
- PNPE1117 „Schutz vor Überläufen und Bypass an der Pumpstation“,
- PNRL1869 „Zusatzarbeiten zu PNPP1943“,

wurden am Block Nr. 4 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:

- Ein Tornado der Intensität EF3 auf der Enhanced-Fujita-Skala (EF) an den Standorten Blayais, Chinon, Saint-Laurent, Dampierre, Tricastin und Cruas;
- Ein Tornado der Stärke EF4 für Standorte in Gebieten, die mit einem REX gekennzeichnet sind, in denen ein Tornado der Stärke EF5 oder mehrere Tornados der Stärke EF4 in einem Umkreis von 50 km beobachtet wurden.  
Der einzige betroffene Standort der Stufe 900 MWe ist Gravelines.

##### ❖ Umgesetzte Schutzmaßnahmen

Die Änderungen sind spezifisch für jede der zu schützenden Anlagen oder zu verstärkenden Strukturen (PTR-Plänen, 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), sowie eine Änderung, die verhindert, dass nicht auf dem Dach der DUS befestigte Materialien im Falle eines Referenz-Tornados und eines „Noyau Dur“-Tornados zu Gefahrenquellen für die EIPS auf dem Dach der DUS werden (PNPE1481).

#### Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

##### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

##### Zusammenfassung des

##### Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE1119 „Passiver Schutz des Reaktorblocks vor Tornados“,
- PNPE1358 „Erdbebensicherheit des Kernbereichs und Tornadosicherheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs“,
- PNPE1481 „Behandlung der nicht befestigten Elemente auf dem Dach des DUS“,

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

#### **7.6.4 Auswirkungen natürlicher Phänomene auf das Gelände, die über die Bemessungsgrößen hinausgehen**

##### **Allgemeiner Teil Lager**

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-Materialien infolge eines der betrachteten Naturphänomene dürfen die Funktionen des Kernbereichs nicht beeinträchtigen.

Die berücksichtigten Auswirkungen sind die folgenden Phänomene:

- Laststurz,
- Stöße von anderen Komponenten 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 Analysebemühungen 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 der Systeme oder nicht zum Kernbereich gehörenden Komponenten, die eine Flüssigkeit enthalten,
- bezüglich der Stabilität von Nicht-Hard-Core-Materialien, die im Falle eines Ausfalls infolge einer Hard-Core-Bedrohung (Erdbeben, Überschwemmung oder Tornado) direkte Auswirkungen auf die Funktionsfähigkeit eines Hard-Core-Ziels haben können  
, 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 Ursachen für induzierte Auswirkungen 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). EDF verstärkt zudem den Schutz bestimmter mechanischer Anlagen vor induzierten Auswirkungen (PNRL1917 und PNPE1395).

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist im Hinblick auf den Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

### Bilanz zum Zustand des Reaktorblocks

Die Änderung PNPP1898 „Robustheit SND – BR-Polbrücken“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1395 „Änderungen zur Berücksichtigung der Auswirkungen auf mechanische Ausrüstung“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die Änderung PNRL1917 „Änderungen zur Berücksichtigung der Auswirkungen auf mechanische Ausrüstung“ ist für Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin nicht vorgesehen.

## 7.7 FAZIT

Die nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima erfolgte Einführung eines „harten Kerns“ aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen stärkt die Robustheit der Anlagen der CPY-Generation gegenüber Extremsituationen, die potenziell aus einer externen Bedrohung des „harten Kerns“ resultieren können.

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**

# INHALT

		Seite
1	EINLEITUNG	264
2	BEURTEILUNG DER SITUATION DES STANDORTS IM HINBLICK AUF DIE FÜR IHN GELTENDEN VORSCHRIFTEN	265
2.1	LAGE UND ORGANISATION DES STANDORTS	265
2.1.1	DER STANDORT TRICASTIN UND DIE BEWÄLTIGUNG VON NACHTEILEN	265
2.1.2	EINHALTUNG DER VORSCHRIFTEN	271
2.2	ZUSAMMENFASSUNG DER IM BETRIEB GESAMMELTEN ERFAHRUNGEN	277
2.2.1	ANALYSE WESENTLICHER EREIGNISSE: KERNKRAFTWERK TRICASTIN	277
2.2.2	Einhaltung der festgelegten Anforderungen durch die EIPI: Kernkraftwerk Tricastin	281
2.2.3	ZUSÄTZLICHE KONTROLLEN AN DEN ANLAGEN ZUR AUFBEREITUNG VON ABWASSER UND ABFALLBEHANDLUNG	282
2.2.4	BEWÄLTIGUNG VON NACHTEILEN ZUM SCHUTZ DER INTERESSEN	282
2.3	SCHLUSSFOLGERUNG	310
3	AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN DARSTELLT	311
3.1	ANALYSE DER LEISTUNG DER MASSNAHMEN ZUR VERHINDERUNG UND VERRINGERUNG DER VOM KERNKRAFTWERK VERURSACHTEN AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN IM HINBLICK AUF DIE WIRKSAMKEIT DER BESTEN VERFÜGBAREN TECHNIKEN	311
3.2	ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS	313
3.2.1	ANALYSE DES CHEMISCHEN UND ÖKOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE des Kernkraftwerks	313
3.2.2	ANALYSE DES RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS	315
3.3	ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AUF DEM KERNKRAFTWERK (BODENZUSTAND)	316
3.4	ELEMENTE ZUR ÜBERPRÜFUNG DER FREISETZUNGSGRENZEN DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES GENANNTEN STOFFE	318
3.5	ÜBERSICHT ÜBER DIE DURCHGEFÜHRTE STUDIEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN STUDIEN UND VORAUSSICHTLICHER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE	319
3.6	ELEMENTE, DIE EINE ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER STÄNDIGEN RADIOAKTIVITÄTSÜBERWACHUNG ODER DER DOPPELUNG DER MESSKETTEN ERMÖGLICHEN	326
3.7	MESSUNG DER SCHALLEMISSIONEN DES KERNKRAFTWERKS	326
4	SCHLUSSFOLGERUNG ZUM ABSCHNITT „NACHTEILE“	329

## 1 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 bewerten“*. Diese Beurteilung stützt sich auf die Organisation der Anlage zur Beherrschung der Nachteile, die sie für die geschützten Interessen mit sich bringt, sowie zur Gewährleistung ihrer Konformität mit den für sie geltenden Vorschriften, und 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 Ableitungsgrenzwerte 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 BEWÄLTIGUNG VON NACHTEILEN

##### 2.1.1.1 Vorstellung des Standorts

Das Kernkraftwerk Tricastin befindet sich im Département 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 begrenzt 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 4 Reaktoren sind paarweise zusammengefasst, wobei jedes Paar eine Kernkraftwerksanlage (INB) bildet:

- die INB Nr. 87 umfasst die Reaktoren 1 und 2,
- , 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 acht INB umfassen (INB Nr. 105, 93, 168, 155, 138, 176, 178 und 179).

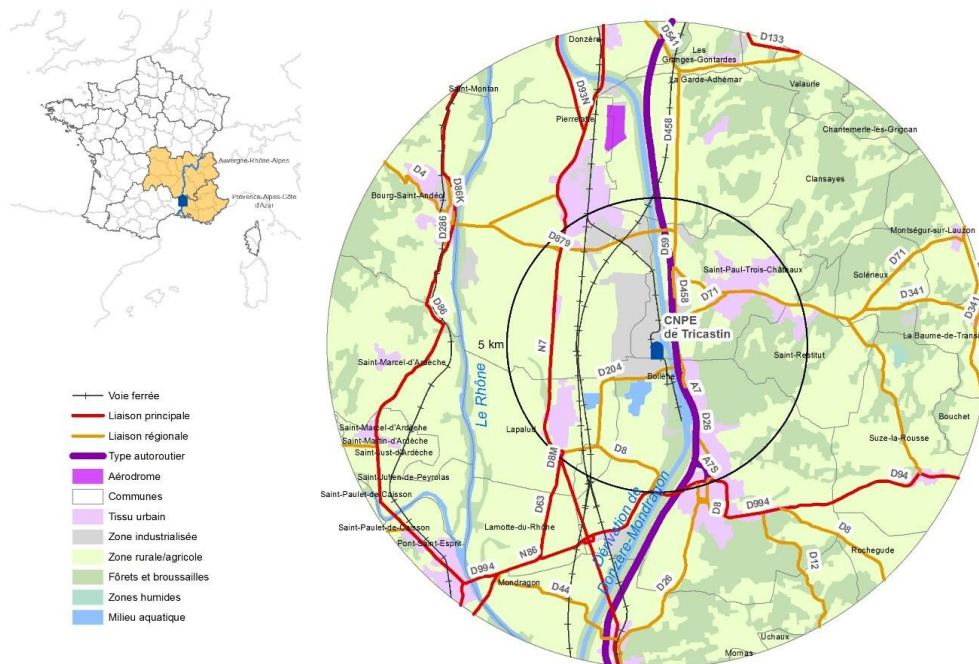


Abbildung 1 – Lage des Kernkraftwerks Tricastin

### **2.1.1.2 Darstellung der Nachteile, die der Standort für die geschützten Interessen mit sich bringt**

Gemäß Artikel 4.1-I des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012, dem sogenannten INB-Erlass, „umfassen die Nachteile [...] einerseits die Auswirkungen der Anlage auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Ableitungen 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 Belangen und den von der Kernkraftanlage Tricastin für die geschützten Interessen darstellenden Risiken berücksichtigt wurden, stehen im Zusammenhang mit:

- Entnahme und Verbrauch von Wasser,
- Ableitung radioaktiver und chemischer Abwässer,
- Wärmeabgabe,
- radioaktiven und konventionellen Abfällen,
- Belästigungen durch Lärmemissionen.

### **2.1.1.3 Vorstellung der Organisation zur Bewältigung von Beeinträchtigungen 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 Januar 2022.

Das Umweltmanagement der Kernkraftwerke fällt unter den Prozess „*Verbesserung und Kontrolle der Umweltleistung*“ des IMS des jeweiligen Kernkraftwerks. Ziel dieses Prozesses ist es, Umweltauswirkungen zu identifizieren, zu verhindern und zu kontrollieren sowie zur kontinuierlichen Verbesserung der Leistung unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Die Leitung jedes Kernkraftwerks gewährleistet die strategische Steuerung des Umweltmanagements, und jeder Fachbereich 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 Volumen der gesammelten Daten vorzugreifen und den Entwicklungsbedarf im Zusammenhang mit der Integration neuer gesetzlicher und normativer Anforderungen 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,
- Zum anderen hat EDF für seine Kernkraftaktivitäten eine Überarbeitung seines Umweltrichtlinienkatalogs in Angriff genommen, um die Betriebsabläufe in den Kernkraftwerken zu vereinheitlichen, 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 Bestimmungen einzuhalten, ist das Kernkraftwerk Tricastin so organisiert, dass eine optimierte Bewirtschaftung von Abwasser und Abfällen gewährleistet ist.

Diese optimierte Bewirtschaftung umfasst:

- die Entstehung von Abwasser und Abfällen an der Quelle zu reduzieren,
- Abwässer und Abfälle selektiv zu sammeln, um sie jeweils so effizient wie möglich zu behandeln oder in bestimmten Fällen sogar wiederzuverwenden,
- die Aufbereitung der Kreisläufe zu optimieren, um die Freisetzung chemischer Substanzen zu begrenzen, ohne dabei die Wirksamkeit dieser Aufbereitung zu beeinträchtigen,
- das Engagement der Beteiligten aufrechterhalten,
- die Leistungsfähigkeit der Abwasseraufbereitungsanlagen sicherzustellen.

In Bezug auf diesen 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

Die TEU-Verdampfer müssen die gesetzlichen Anforderungen des Ministerialerlasses über nukleare Druckbehälter (ESPN) erfüllen, die in einem Basisprogramm für Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen (PBES) umgesetzt werden müssen. Die PBES, die 2018 für die 900-MWe-Stufe aktualisiert wurden, umfassen die Wartungsmaßnahmen, die in zwei Kategorien unterteilt sind:

- vorbeugende Inspektionen (IP), die aus einer äußeren und inneren Überprüfung der Anlage sowie einer Überprüfung der ordnungsgemäßen Funktion der Sicherheitsvorrichtungen bestehen (häufig 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 Betriebsabläufe und Störungen der TEU-Systeme durchgeführt. Einige Anlagenkomponenten sind Gegenstand außerplanmäßiger Wartungsarbeiten, wie beispielsweise die Konzentratrückförpumpen (Probleme mit den Gleitringdichtungen), doch wurden Lösungen vorgeschlagen, um deren Zuverlässigkeit zu verbessern. Für die Baureihe <sup>CP16</sup> wurde die Installation einer neuen Gleitringdichtung mit Änderung des Spülplans beschlossen.

<sup>6</sup> Die 900-MWe-Generatorstufe umfasst die CP0-Generatorstufe = Fessenheim und Bugey, die CP1-Generatorstufe = Tricastin, Dampierre, Gravelines und Blayais sowie die CP2-Generatorstufe: Chinon B, Cruas und Saint-Laurent B.

### 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 Betriebspraktiken ist Gegenstand eines „Leitfadens zum Betrieb des TEU-Systems“, der im Januar 2017 aktualisiert wurde. Dieser Leitfaden hat zum Ziel, auf der Grundlage von Studien zur Optimierung der Aufbereitung im TEU-System und der Analyse der Praktiken der Kernkraftwerke 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- oder langfristigen Auswirkungen auf terrestrische und aquatische Ökosysteme haben. Dies ist Gegenstand der saisonalen Messkampagnen in den Bereichen Radioökologie und Hydroökologie,
- eine Funktion zur Überwachung 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 für die Messung (Genauigkeit der Messgeräte), Quantifizierungsgrenzen der Messungen und natürliche Hintergrundrauschen,
- 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, 2009 eingeleitetes Verfahren 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 Hardware- und Softwareverfallungen 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 Messstellen eingerichtet und bestehende saniert, um über ein Überwachungsnetz zu verfügen, das den potenziellen Risikobereichen entspricht
- Einführung eines verstärkten regelmäßigen Überwachungsprogramms (Erhöhung der Anzahl der überwachten Messstellen sowie der Anzahl der analysierten chemischen und radiologischen Parameter),
- die Betriebsabläufe des piezometrischen Überwachungsnetzes im gesamten Kernkraftwerkspark von EDF zu verbessern und zu vereinheitlichen,
- Erstellung eines Leitfadens für die Wartung der Piezometer.

Es werden tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen des terrestrischen Ökosystems, der Umgebungsluft, des Oberflächenwassers und des Grundwassers durchgeführt.

Die Probenahmen und Analysen werden von den Kernkraftwerken unter Einhaltung der geltenden Vorschriften durchgeführt und ermöglichen es, 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 Zulassung und Verlängerung 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.

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 von öffentlichen oder von der ASN zugelassenen privaten Laboratorien durchgeführten Radioaktivitätsmessungen in verschiedenen Medien (Luft, Wasser, Boden, Flora und Fauna) sowie in Lebensmitteln zugänglich.

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 von INB ergreift EDF zahlreiche Maßnahmen zum Schutz der Biodiversität:

- tägliche kontinuierliche Überwachung der Umwelt und Optimierung der Abwasserableitung,
- Durchführung detaillierter Vorabdiagnosen im Vorfeld der Umsetzung jedes Projekts,
- Einführung von Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensation der Auswirkungen von Projekten:

Zur Veranschaulichung: Nach dem Bau eines Deiches am Donzère-Mondragon-Kanal unterhalb des Staudamms der Compagnie Nationale du Rhône (CNR) in Donzère ist das Kernkraftwerk für die Verantwortung und Bewirtschaftung von etwa zwanzig Hektar sogenannter „Ausgleichsflächen“ zuständig. 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 hat das Kernkraftwerk Tricastin drei wichtige Partnerschaften geschlossen:

- 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,
- zusammen 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 Naturforscher 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 <sup>ZNIEFF7-</sup>Gebiete entscheidende Arten) sowie nach invasiven Arten durchgeführt.

---

<sup>7</sup> ZNIEFF = Naturschutzgebiet von ökologischem, faunistischem und floristischem Interesse.

Die Ergebnisse dieser Studie lauten wie folgt:

- 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 auf dem Gelände des Kernkraftwerks die größte Artenvielfalt 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.

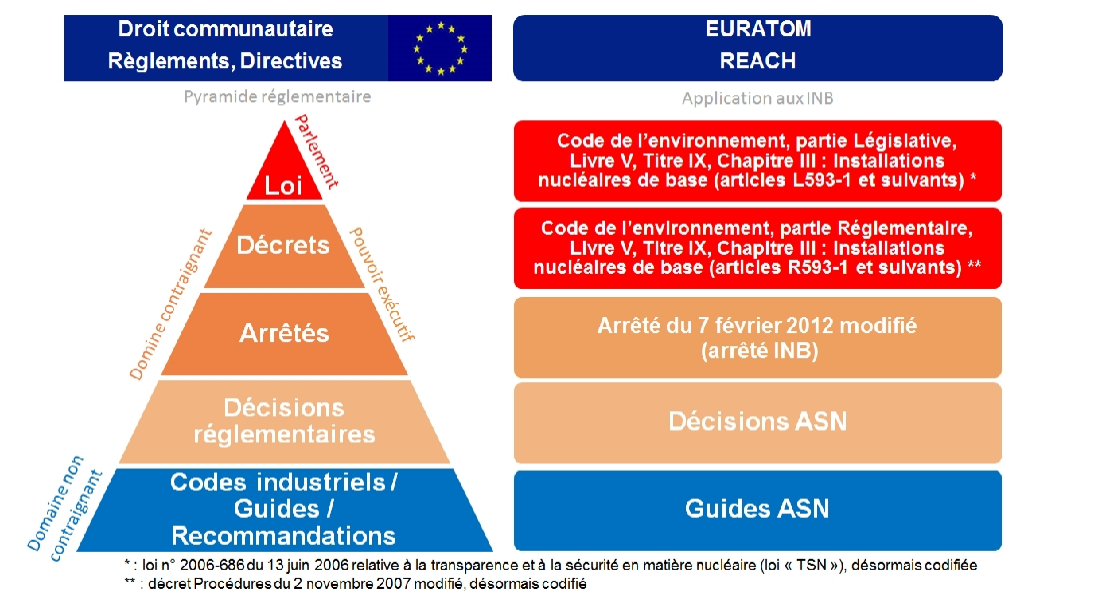


Abbildung 2 – Hierarchie der Rechtsvorschriften und Anwendung auf INB

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, indem unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands, insbesondere hinsichtlich der Bewertung der Auswirkungen der Emissionen der Anlagen und der Entwicklung der Standortumgebung, wobei die Auswirkungen der Anlagen auf das Klima und ihre Anfälligkeit gegenüber dem Klimawandel beschrieben werden, 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 plant, sowie der besten verfügbaren Techniken sowie den entsprechenden Zeitplan für die Umsetzung,
- EDF hat im Laufe des Jahres 2023 eine Studie vorgelegt, 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, betreffend die nukleare Sicherheit und die grundlegenden kerntechnischen Anlagen, insbesondere die Artikel L. 593-18, L. 593-19,
- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs, betreffend die nukleare Sicherheit und Kernkraftwerke, Vorschriftenteil, insbesondere die Artikel R. 593-62 ff.,
- geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 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 sowie der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch , genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch die Entscheidung Nr. 2016-DC-0569, genehmigt durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 (im Folgenden als „Umweltentscheidung“ 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 den Kernkraftwerken Base, 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 radioaktiven Abfallgebinden in den Kernanlagen für die Lagerung, genehmigt durch den Erlass vom 13. Juni 2017 (im Folgenden als „Entscheidung zur Verpackung von Abfällen“ 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),
- Beschluss Nr. 2008-DC-0101 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 13. Mai 2008 zur Festlegung der Vorschriften bezüglich der Modalitäten für die Wasserentnahme und den Wasserverbrauch 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 Freisetzung flüssiger und gasförmiger Abfälle aus den Kernkraftwerken der von Electricité de France (EDF-SA) betriebenen Anlagen Nr. 87 und Nr. 88 in der Gemeinde Saint-Paul-Trois-Châteaux, genehmigt durch den Erlass vom 8. Juli 2008 (sogenannte Grenzwerte-Entscheidung).

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 den 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 über 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 Schüsselschritten jederzeit gewährleistet ist!

- **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 lokalen Texte und Anforderungen,
- **Bewertung:** Das Kernkraftwerk identifiziert unter den nationalen und lokalen Anforderungen diejenigen, die gelten, und bewertet und dokumentiert den entsprechenden Konformitätsstatus. Diese Bewertung der gesetzlichen Anforderungen führt zu folgender Einstufung:
  - „Anforderungen, die derzeit geprüft werden“: Die neuen geltenden Anforderungen werden derzeit vom Kernkraftwerk geprüft, um festzustellen, ob sie erfüllt sind,
  - „konforme Anforderungen“: Hierbei handelt es sich um die regulatorischen Anforderungen, für die das Kernkraftwerk über Konformitätsnachweise verfügt und sich als konform erklärt.
  - „Anforderungen im Konformitätsmanagement“: Hierbei handelt es sich um die regulatorischen Anforderungen, für die das CNPE nicht über alle Konformitätsnachweise verfügt und sich im Konformitätsmanagement. Das CNPE führt ergänzende Maßnahmen nach einem Zeitplan durch, der den Herausforderungen im Hinblick auf die geschützten Interessen angemessen ist, um die und sich als 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 Kernkraftwerk überprüft regelmäßig, ob es alle gesetzlichen Umweltauflagen erfüllt,
- **Überprüfung:** Jedes Jahr stellt das Kernkraftwerk im Rahmen der im Umweltmanagementsystem vorgesehenen regelmäßigen Überprüfungen sicher, dass neue Umweltauflagen berücksichtigt wurden und zieht Bilanz über den Fortschritt der Maßnahmen zur Einhaltung der Vorschriften.

Im Rahmen der Bewertung der Einhaltung der Vorschriften hat das Kernkraftwerk Tricastin zum 19. November 2024 **222** im Umweltbereich geltende Rechtsvorschriften identifiziert. Unter diesen wurden **4044** Anforderungen ermittelt, darunter:

- **3915** konforme Anforderungen (**96,8 %**),
- **77**, die derzeit geprüft werden (**1,9 %**),
- **52 Anforderungen**, die im Konformitätsmanagement behandelt werden (**1,3 %**).

Im Rahmen der in § I-1.1.2.1 genannten Texte wurden **972** geltende Anforderungen im Umweltbereich erfasst, darunter:

- **966** konforme Anforderungen (99,3 %),
- **0** in Prüfung (**0 %**),
- **7** Anforderungen im Bereich Compliance-Management (**0,7 %**).

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	95	0	0
Umweltbeschluss	261	0	4
Entscheidung Abfall	63	0	1
Entscheidung zur Verpackung Abfälle	26	0	0
Beschluss Parkregelung	142	0	2
Beschluss Nr. 2008-DC-0101 geändert	254	0	0
Entscheidung Nr. 2008-DC-0102 in geänderter Fassung	31	0	0
REACH-Verordnung	34	0	0
CLP-Verordnung	58	0	0
Biozidverordnung	2	0	0

Tabelle 1 – Bilanz der Einhaltung der Vorschriften der in § I-1.1.2.1 genannten Texte zum 19. November 2024

Im Rahmen des Konformitätsprüfungsprozesses 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 Umwelt, die von der „Umweltentscheidung“ betroffen sind und vom Kernkraftwerk als kritisch identifiziert wurden, sind folgende:

- die Einführung von Systemen zur direkten Messung der Wasserentnahmen (z. B. Durchflussmesser, ...). Diese Maßnahme wird es ermöglichen, eine Anforderung aus Artikel 3.2.2 zu erfüllen,
- die Durchführung von Umbauten am Lagergebäude im südlichen Bereich (z. B. Einbau einer Spundwand) sowie zwei nicht abgeschlossene Abflusskanäle für eventuelles Löschwasser. Durch diese Maßnahme werden drei Anforderungen von Artikel 4.3.6 erfüllt.

Die Anforderungen im Zusammenhang mit dem Bereich der Risiken sind in Teil R – Kapitel 1 – Abschnitt 1 § 1.2.2.1 des vorliegenden Berichts dargelegt.

Besonderer Hinweis zu den Anforderungen an die erforderlichen Ausrüstungen (EN), die unter Anhang II des INB-Erlasses fallen.

Artikel R. 593-26 des Umweltgesetzbuchs legt den Mindestumfang des INB-Perimeters fest, der nicht nur die eigentliche kerntechnische Anlage, sondern auch die für deren Betrieb erforderlichen Einrichtungen (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 notwendigen 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 Vorschriften für ICPE und IOTA, die in Anhang II des INB-Erlasses aufgeführt sind.

Im Rahmen der Konformitätsbewertung hat das Kernkraftwerk Tricastin 14 seit dem 19. November 2024 geltende Verordnungen identifiziert, d. h. 1 077 Anforderungen, in Bezug auf die 100 notwendigen Anlagen (EN), die unter Anhang II der INB-Verordnung fallen.

In diesem Bereich wurden erfasst:

- 1.073 konforme Anforderungen (99,7 %),
- 0 Anforderungen, die derzeit geprüft werden (0 %),
- 4 Anforderungen im Bereich Compliance-Management (0,37 %).

Die Einzelheiten dieser Übersicht über die per Erlass geltenden Anforderungen sind in der nachstehenden Tabelle 2 aufgeführt.

Verordnung für ICPE- oder IOTA-Anlagen	Anzahl der betroffenen Normen	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	41	36	0	0
Entscheidung zu den Rubriken 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 oder 1.3.1.0 der IOTA-Nomenklatur, Fassung vom 8. Februar 2012	3	33	0	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, Fassung vom 8. Februar 2012	18	104	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 (Amtsblatt vom 25. Juni 2008) – Fassung vom 8. Februar 2012	1	38	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) – Fassung vom 8. Februar 2012	8	121	0	0
Verordnung vom 30. Juni 2006 über Oberflächenbehandlungsanlagen, die gemäß Rubrik 2565 der Nomenklatur der klassifizierten Anlagen genehmigungspflichtig sind (JORF vom 5. September 2006) – Stand: 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) – Stand: 8. Februar 2012	8	54	0	1
Verordnung vom 13. Juli 1998 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige, unter Rubrik Nr. 1131 eingestufte Anlagen zum Schutz der Umwelt: Giftstoffe (Verwendung oder Lagerung von Stoffen und Zubereitungen) (letzte Änderung: Verordnung vom 7. Juli 2009, Amtsblatt vom 10. September 2009) – Stand: 8. Februar 2012	1	108	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, Gummi, Elastomeren, Harzen und synthetischen Klebstoffen) (letzte Änderung: Verordnung vom 1. Juni 2010, JORF vom 3. Juli 2010) – Stand: 8. Februar 2012	1	103	0	0
Verordnung zu Rubrik 2340 D der ICPE-Nomenklatur, gültige Fassung vom 8. Februar 2012	1	104	0	0
Verordnung zu Rubrik 2910 D der ICPE-Nomenklatur, Fassung vom 8. Februar 2012	13	106	0	2
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 – Bilanz der Einhaltung der Vorschriften in Bezug auf die erforderlichen Ausrüstungen (EN), die unter Anhang II des INB-Erlasses vom 19. November 2024 fallen**

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 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 werden im vorliegenden Bericht dargestellt.

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 bedeutender Ereignisse: Kernkraftwerk Tricastin**

Ereignisse gelten gemäß den Meldekriterien als bedeutend, die im ASN-Leitfaden vom 21.10.2005 festgelegt sind. Dieser Leitfaden betrifft die Modalitäten der Meldung und die Kodifizierung der Kriterien für bedeutende Ereignisse, die die Sicherheit, den Strahlenschutz oder die Umwelt betreffen und für Kernkraftwerke sowie den Transport radioaktiver Stoffe gelten.

Die nachstehende Übersicht berücksichtigt die Änderungen des methodischen Leitfadens zum Abschnitt „Nachteile“ in den Abschlussberichten der regelmäßigen Überprüfungen der INB.

Zwischen dem 1. Januar 2013 und dem 31. Dezember 2022 hat das Kernkraftwerk Tricastin Folgendes gemeldet:

- 56 bedeutende Umweltvorfälle (ESE), von denen 20 den Flüssigkeitsrückhalt betreffen,
- 5 sicherheitsrelevante Ereignisse (ESS) im Zusammenhang mit den Nachteilen,

Im gleichen Zeitraum wurden von der UNIE 2 generische ESE gemeldet. Eines der generischen Ereignisse betraf den Standort nicht.

Bei diesen Vorfällen wurden keine nennenswerten Auswirkungen festgestellt. Sie betreffen:

**Chemische Einleitungen:** 5 Vorfälle betreffen die Überschreitung eines der in den Entscheidungen Nr. 2008-DC-0101 und Nr. 2008-DC-0102 festgelegten Grenzwerte für Einleitungen in die Umwelt:

- 1 Vorfall (2016) wurde gemeldet, nachdem bei der Messung drei Werte (zwei für Schwebstoffe und einer für Ammonium) festgestellt wurden, die bei einer Ausbaggerung des Zuflusskanals. Im Jahr 2016 wurden Maßnahmen zur Verbesserung der Reaktionsfähigkeit bei der Messung ergriffen, und dieses Ereignis hat sich nicht wiederholt,
- 4 Vorfälle (2015, 2017, 2021 und 2022) betreffen die punktuelle Überschreitung des gesetzlichen Grenzwerts für die Kohlenwasserstoffkonzentration am Ausgang der Ölabscheider des Netzes der (Ölabscheider 8 und 9 SEH). Diese Vorfälle haben unterschiedliche Ursachen: Der Vorfall von 2015 steht im Zusammenhang mit einer ÖlentSORgung direkt in den Ölabscheider; das Ereignis von 2017 steht im Zusammenhang mit der Einleitung von Abwässern mit zu hohem Kohlenwasserstoffgehalt in den Ölabscheider; und die Ereignisse von 2021 und 2022 stehen im Zusammenhang mit dem Vorhandensein von Algen im Absetzbecken. Die umgesetzten Korrektur- und Präventivmaßnahmen (physischer Schutz des Ölabscheiders, Änderung von Verfahren, Kontrolle und Reinigung der Anlagen) wurden abgeschlossen. Diese Vorfälle haben sich nicht wiederholt.

### **Radioaktive Flüssigkeitsableitungen:**

- 1 Vorfall (2013) betrifft die unterlassene Entnahme der Tagesprobe in der Mitte des Abflusses aus einem Auffangbecken für Abwässer aus dem Kernkraftwerksbereich (0 KER 001 BA) auf Höhe des Kanal unterhalb des Kernkraftwerks. Das Entnahmesystem 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 natürlicher 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, was dazu führte, dass ein Teil der Abwässer aus einem Sammelbecken für Abwässer aus dem Kernkraftwerksbereich (KER) mit einer Durchflussmenge des Donzère-Mondragon-Kanals von knapp unter 400 m<sup>3</sup>/s ohne vorherige Genehmigung (wenn die Durchflussmenge des Kanals zwischen 200 und 400 m<sup>3</sup>/s liegt, bedürfen 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 Vorfälle (2018, 2019 und 2020) betreffen die Isolierung von Ableitungen nach Erreichen der Schwellenwerte 2 der Messketten 0 KRT 901 MA und 0 KRT 902 MA. Die Ableitungen wurden gestoppt, bevor sie in die Umwelt gelangten. Nicht gespülte Abschnitte in der Nähe verschiedener Behälter sind die Ursache für diese Situation. Die Rohrleitungspläne und Betriebsanweisungen wurden aktualisiert. Es wurde eine Änderung vorgenommen, um die Ableitungleitung vor der Ableitung spülen zu können.

### **Radioaktive Emissionen in die Atmosphäre:**

- 2 Vorfälle (2015 und 2017) stehen im Zusammenhang mit einer Messung des Lüftungsluftstroms (DVN) am Kamin des BAN, die unter dem vorgeschriebenen Wert lag. Während diese Vorfälle keine gezielte Freisetzung vorgenommen. Diese beiden Vorfälle haben unterschiedliche Ursachen. Die umgesetzten Korrekturmaßnahmen wurden abgeschlossen,
- 1 Vorfall (2017) im Zusammenhang mit dem Druckabfall in einem Abgas-Lagerbehälter (9 TEG 208 BA), der zu einer Ableitung ohne vorherige Analyse führte. Die Ableitungen wurden jedoch am Schornstein überwacht, und der Voralarmschwellenwert der Emissionsüberwachungsketten (1 und 2 KRT 017 MA) wurde nicht erreicht. Die Korrekturmaßnahmen wurden 2017 durchgeführt,
- 1 Vorfall (2019) im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung der Vorgehensweise für das Ereignis der Gruppe 2 KRT 18, was zu einer Verzögerung bei der Reparatur an der Messkette 3 KRT 017 MA führte. Es gab jedoch im Berichtszeitraum zu keinen geplanten Ableitungen. Die Korrekturmaßnahmen wurden 2019 durchgeführt,
- 1 Vorfall (2020) im Zusammenhang mit der Durchführung der Entleerung des Behälters 8 TEG 205 BA bei deaktivierter Messkette 3 KRT 017 MA. Die redundante Messkette war jedoch während der Ableitung. Die Korrekturmaßnahmen wurden 2020 durchgeführt, insbesondere mit einer besseren Rückverfolgbarkeit der Sperrungen dieser Art von Messkette.

### **Diffuse Emissionen in die Atmosphäre:**

- 3 Ereignisse (2013) im Zusammenhang mit der Freisetzung von Kältemitteln an Prozessaggregaten, DEB und DEG. Die betroffenen Aggregate wurden 2013 ausgetauscht,
- 3 Vorfälle (2013, 2014 und 2016) im Zusammenhang mit der Freisetzung von Kältemitteln an tertiären Aggregaten. Diese Leckagen traten aufgrund von Materialfehlern auf, die repariert wurden,
- 1 Vorfall (2022) im Zusammenhang mit dem Austritt von Kältemitteln aus Prozess- und Tertiäraggregaten, hauptsächlich aufgrund von Materialfehlern, die behoben wurden.

**Wärmeabgaben:**

- 1 Vorfall (2020) aufgrund der verspäteten Feststellung, dass die berechnete Durchschnittstemperatur stromabwärts des Kanals dreimal 27 °C überschritten hatte. Im Jahr 2020 wurden Korrekturmaßnahmen zur Sensibilisierung des Personal sowie zur Änderung der Betriebsunterlagen wurden 2020 durchgeführt.

**Abfälle:**

- 2 Vorfälle (2019 und 2020) betreffen die Auslösung des Strahlenschutzportals für Fahrzeuge am Werksausgang bei der Abfuhr eines Containers mit konventionellen Abfällen. Die betroffenen Abfälle wurden isoliert und Korrekturmaßnahmen wurden umgesetzt. Die betroffenen Unternehmen wurden ermahnt und der zugehörige Prozess wurde aktualisiert,

**Nichteinhaltung einer behördlichen Vorschrift:**

- 1 Vorfall (2014) betrifft die Nichteinhaltung einer Vorschrift bezüglich des Lagerbereichs für kontaminierte Werkzeuge, bestehend in einer fehlenden operativen Umsetzung der für den Lagerbereich. Die Korrekturmaßnahmen wurden 2014 umgesetzt,
- 1 Vorfall (2017) steht im Zusammenhang mit dem Fehlen eines behördlichen Genehmigungsantrags für die Lagerung von Behältern, die sehr schwach radioaktive Abfälle (TFA) oder kontaminierten Werkzeuge. Präventive Maßnahmen (Führung eines Containerinventars) wurden 2017 durchgeführt,
- Ein Vorfall (2018) betraf einen Fehler in der Konfiguration der Gamma-Spektrometrie-Software, der zu einer fehlerhaften Erfassung der Aktivität kurzlebiger emittierender Radionuklide 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 einer Verzögerung bei der Durchführung des lokalen Programms zur vorbeugenden Wartung der Rohrleitungen, durch die TRICE-Flüssigkeiten geleitet werden. Es wurde ein Plan zur Behebung des Problems festgelegt und eine Organisation definiert, um die Durchführung der Maßnahmen sicherzustellen,
- 1 Vorfall (2020) aufgrund 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 Wiederholung von Ausfällen der Überwachungsketten für Ableitungen in die Atmosphäre sowie von 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 Umwelt Ereignisse 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:

- Wichtiges Element für den Schutz der Interessen (EIP): „Wichtiges Element für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (Sicherheit, Gesundheit und öffentliche Gesundheit, Schutz der Natur und der Umwelt), d. h. Struktur, Ausrüstung, System (geplant oder ungeplant), Material, Komponente oder Software, die in einer Kernkraftanlage vorhanden ist oder unter der Verantwortung des Betreibers steht und eine für den Nachweis gemäß Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs erforderliche Funktion gewährleistet oder die Kontrolle darüber ausübt, 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 (Sicherheit, Gesundheit und öffentliche Gesundheit, Natur- und Umweltschutz), d. h. eine Tätigkeit, die an den in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten technischen oder organisatorischen Vorkehrungen beteiligt ist 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 festgelegten Anforderung oder Nichteinhaltung einer Anforderung, die im Integrierten Managementsystem (IMS) des Betreibers festgelegt ist und die Bestimmungen gemäß Artikel L.593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs beeinträchtigen könnte“.

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 die 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:

Unter den analysierten wesentlichen Ereignissen fallen die Abweichungen vom INB-Erlass in folgende Kategorien:

- bei 18 Ereignissen auf die Nichteinhaltung einer vom SGI festgelegten Anforderung,
- bei einem Vorfall, bei Nichteinhaltung einer für eine AIP festgelegten Anforderung,
- bei 4 Vorfällen die Nichteinhaltung einer für ein EIP festgelegten Anforderung.

**Für diese Abweichungen wurden Maßnahmen ergriffen, deren Wirksamkeit durch das Ausbleiben von Wiederholungen belegt ist.**

---

<sup>8</sup> Die Verordnung 2016-128 vom 10. Februar 2016 über verschiedene Bestimmungen im Nuklearbereich präzisiert in Artikel 26 die Änderung der Terminologie: Das Integrierte Managementsystem wird zum Integrierten Managementsystem.

### **2.2.2 Konformität der EIPi mit den festgelegten 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 aufgeführt und referenziert.

Im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung unterhält EDF ein den Herausforderungen angemessenes System, um die von seinen Anlagen ausgehenden Nachteile für die geschützten Interessen zu kontrollieren.

So hat EDF seit 2016 Faktoren identifiziert, die zur Umweltleistung 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 Mediums,
- bei der Ableitung von Abgasen:
  - Schieber für die koordinierte Einleitung,
  - Komponenten zur Gewährleistung einer effizienten Abwasserbehandlung,
  - Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung der Einleitungen,
- für den Abtransport konventioneller Abfälle aus dem Kernkraftwerk: die C3-Portalkrane zur Fahrzeugkontrolle.

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 Einleitung 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 des EIPi einen Notbetrieb darstellt, dessen Akzeptanz je nach den Risiken für die geschützten Interessen zeitlich begrenzt ist. In diesem Zusammenhang wird die Nichtverfügbarkeit des EIPi über ein Tool zur Erfassung von Störungsmeldungen erfasst, und die Reparaturfristen sind mit den Risiken vereinbar und diesen angemessen.

Wie in § I-1.2.1 „Analyse der Erfahrungswerte“ beschrieben, wurden die seit Inkrafttreten des INB-Erlasses (1. Juli 2013) gemeldeten signifikanten 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 ein EIPi festgelegten Anforderung (Fehlbehandlung eines Durchflussalarms im Jahr 2017). Diese Abweichung wurde als bedeutendes Ereignis gemeldet, und es wurden Korrekturmaßnahmen durchgeführt und im Jahr 2017 abgeschlossen. Im Jahr 2021 gab es zudem ein Ereignis aufgrund von Mängeln bei der Verwaltung von EIPi-Sensoren, das jedoch keine Auswirkungen auf die Umwelt hatte. Die betroffenen Akteure wurden erneut auf die Anforderungen an EIPi-Geräte hingewiesen, und die Verfahren im Zusammenhang mit Ableitungen wurden ergänzt.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen stützt sich zudem 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin umfasste die Überprüfung folgender Punkte:

- die Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen wurden fristgerecht geplant,
- ob diese Maßnahmen vor Ort tatsächlich durchgeführt wurden ( ),
- die Ergebnisse dieser Untersuchungen zufriedenstellend sind und andernfalls eine Behandlung festgelegt wurde.

Es ist anzumerken, dass diese Anlagen im Normalbetrieb wiederholt beansprucht werden und vorbeugenden Überwachungs- und Wartungsmaßnahmen unterliegen; daher erscheint es nicht notwendig, im Rahmen 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 der 4. 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 französischen Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) vom 23. Februar 2021, der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde, legt EDF das Ergebnis 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 4 zeigt, dass etwa 15 Wartungs- oder Kontrollmaßnahmen an den 5 identifizierten Anlagen geprüft wurden:

- In 86,6 % der Fälle sind die Ergebnisse der kürzlich an den Anlagen durchgeführten Kontroll- oder Wartungsmaßnahmen zufriedenstellend,
- in 13,4 % der Fälle besteht im Rahmen unserer Basiswartungsprogramme kein Bedarf an vorbeugender Wartung. Korrektive Wartungsmaßnahmen sind für diese Geräte besser geeignet.

Die Ergebnisse der Inspektionen und Wartungsarbeiten sowie die Prüfung der in den letzten 10 Jahren aufgrund von Materialfehlern ausgestellten Arbeitsaufträge lassen uns zu dem Schluss kommen, dass die Inspektions- und Wartungsprogramme, denen die Anlagen unterliegen, ausreichend sind.

### **2.2.4 Bewältigung von Beeinträchtigungen zum Schutz der Interessen**

Dieser Abschnitt präsentiert eine Bilanz der letzten zehn Jahre hinsichtlich der Beherrschung von Beeinträchtigungen 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 Oberflächenwasser** 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 Wasserpumpanlage. 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- - Wasser und Trinkwasser im Kernkraftwerk von 2013 bis 2022.

JAHR	ENTNOMMENES KÜHLWASSERVOLUMEN	ENTNOMMENES WASSERVOLUMEN FÜR DEN INDUSTRIELLEN VERBRAUCH	ENTNOMMENES GRUNDWASSERVOLUMEN	ENTNOMMENES TRINKWASSERVOLUMEN
	Schätzung in m³/Jahr	m³/Jahr	m³/Jahr	m³/Jahr
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
2022	4.413.000.000	470 303	152 300	30 772
Durchschnitt	<b>4.737.400.000</b>	<b>558 723</b>	<b>153 476</b>	<b>43 228</b>

**Tabelle 3 – Wasserentnahmen und -verbrauch des Kernkraftwerks Tricastin von 2013 bis 2022**

Im Durchschnitt des Zeitraums 2013–2022 hat das Kernkraftwerk Tricastin für den Betrieb von vier Reaktoren mit einer Leistung von jeweils 900 MWe durchschnittlich 4.737.400.000 m<sup>3</sup>/Jahr Süßwasser entnommen und anschließend an der Einleitungsstelle wieder zurückgeführt. Die für die Kühlung erforderlichen Wassermengen sind seit 10 Jahren stabil, mit Ausnahme des Jahres 2019, als die siebenmonatige Abschaltung von Reaktor Nr. 1 in Tricastin für die zehnjährige Inspektion zu einem Rückgang des Verbrauchs führte, und des Jahres 2017, als ein Sonderbetrieb mit vier abgeschalteten Reaktoren einen relativen Anstieg der Wasserentnahmen aus dem Donzère-Mondragon-Kanal zur Folge hatte.

Der Frischwasserverbrauch für industrielle Zwecke lag in den letzten 10 Jahren im Durchschnitt bei 558 723 m<sup>3</sup>/Jahr. Die Entnahmemengen 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 erklären, alle vier Reaktoren von Tricastin im Jahr 2017 gleichzeitig abzuschalten, sowie durch eine größere Anpassungsfähigkeit der Kernstromerzeugung an die nationale Stromerzeugung. Die häufigeren Abschaltungen der vier Reaktoren von Tricastin zum Zwecke der Brennstoffersparnis oder der Regulierung des Stromnetzes führen zu einem Anstieg des Bedarfs an Brauchwasser. Eine Reduzierung der Wasserentnahmen für industrielle Zwecke wird 2022 im Zuge einer Optimierung der Betriebsprozesse des Kernkraftwerks eingeleitet.

Der Grundwasserverbrauch hängt hauptsächlich von den klimatischen und hydrologischen Bedingungen (Pegel der Rhône und des Auengrundwassers) 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 153.476 m<sup>3</sup>/Jahr entnommen.

Was das Trinkwasser betrifft, so verbraucht das Kernkraftwerk Tricastin durchschnittlich 43.228 m<sup>3</sup>/Jahr.

Dieser Verbrauch ist in den letzten 10 Jahren relativ stabil geblieben, mit Ausnahme des Jahres 2013, in dem der Verbrauch deutlich höher war. Dieser Anstieg ist auf umfangreichere Stilllegungsmaßnahmen als erwartet zurückzuführen, die den Einsatz zahlreicher Mitarbeiter vor Ort erforderten, sowie auf Leckagen im Trinkwassernetz, die inzwischen behoben wurden.

### Eingeleitete Maßnahmen

Der Einsatz mobiler Kläranlagen im Park trägt dazu bei, die Nachspeisung und Ableitung 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 Behälter mit „Mischbett“ sowie einer nachgeschalteten Filterung (Harzfalle). Sie ist über eine dauerhafte Vorrichtung an den Sekundärkreislauf angeschlossen.

Der Einsatz mobiler Reinigungsstationen 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. Der Kohlenstoff-14 in gasförmiger Form stammt hauptsächlich aus der Entgasung der flüssigen Ableitungen aus dem Primärkreislauf. Die Ableitungen von Kohlenstoff-14 auf gasförmigem Weg stellen im Vergleich zum flüssigen Weg den überwiegenden Anteil dar.

Die Kohlenstoff-14-Emissionen des Kernkraftwerks Tricastin sind über einen Zeitraum von zehn Jahren insgesamt stabil und liegen in der Größenordnung von 379 GBq/Jahr bis 610 GBq/Jahr über die Luft sowie bei einer durchschnittlichen Aktivität in der Größenordnung von 46,6 GBq/Jahr über den Abwasserkanal. Diese Werte für die Kohlenstoff-14-Emissionen wurden für den Zeitraum 2013 bis 2016 berechnet und anschließend für die Jahre 2017 bis 2022 gemessen. Tatsächlich hat EDF Maßnahmen ergriffen, um die Zuverlässigkeit der Probenahme und der Messung von Kohlenstoff-14 in den flüssigen und atmosphärischen Ableitungen nachzuweisen. Somit wird die Bilanz der Kohlenstoff-14-Ableitungen auf der Grundlage der seit dem 1. Januar 2017 in den flüssigen und atmosphärischen Ableitungen 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 wesentliches Merkmal von Druckwasserreaktoren. Sie wird durch verschiedene Maßnahmen kontrolliert:

- die Hülle aus einer Zirkoniumlegierung, die es ermöglicht, fast das gesamte durch Kernspaltung in den Brennstäben erzeugte Tritium einzuschließen,
- die Verwendung von mit Lithium-7 angereichertem Lithin, 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, mit denen das in den Abwässern enthaltene Tritium in den in den Anlagen vorkommenden Konzentrationen entfernt werden könnte. Da es keine industrielle Aufbereitungsmethode gibt und Tritium nur eine geringe Radiotoxizität aufweist (niedrigenergetischer Beta-Strahler), wird es vollständig in die Umwelt freigesetzt, wobei der flüssige Weg bevorzugt wird.

Die über den flüssigen Weg freigesetzte Tritiumaktivität spiegelt in erster Linie die Schwankungen der von den vier Reaktoren erzeugten elektrischen Leistung wider.

Die Tritiumfreisetzungen auf gasförmigem Weg 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.

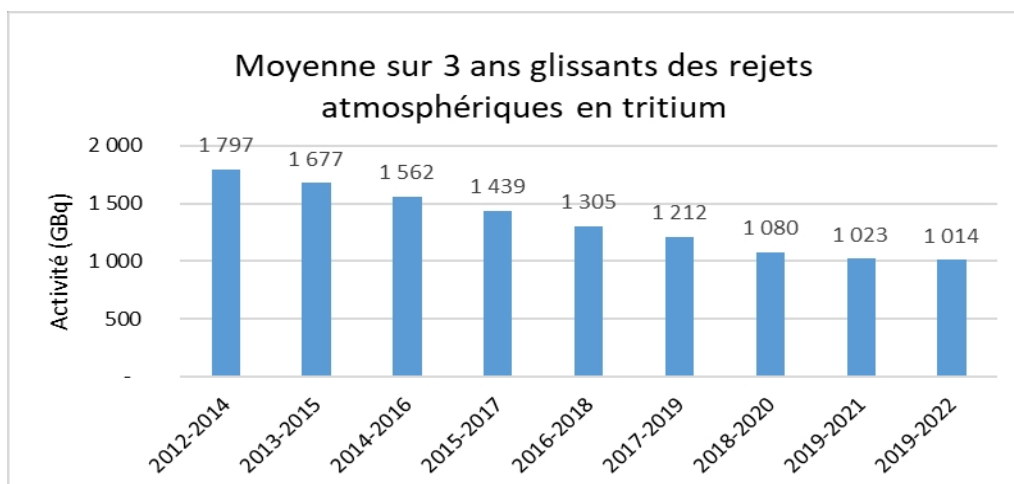
Die Absaugung der Luft aus den Behältern, die tritiumhaltige Abwässer enthalten, insbesondere aus den Zwischenbehältern für TEP, trägt ebenfalls zur Freisetzung von Tritium auf gasförmigem Wege bei, allerdings nur in geringem Umfang. Tatsächlich verhindert auf der 900-MWe-Stufe ein „Atemventil“ an der Entlüftungsleitung den Luftaustausch 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 Tritiumfreisetzungen in die Atmosphäre durch die Installation neuer Tritiumprobenahmesysteme (gekühlte Sprudler) an den Kaminen des BAN. Diese Verbesserung führt zu einem Anstieg der gemeldeten Emissionen, ohne dass die tatsächlichen Emissionen gestiegen sind. Diese neuen Tritium-Probenahmesysteme wurden im Juli 2008 im Kernkraftwerk Tricastin installiert,
- die Anwendung der Tritium-Doktrin seit 2008, die festgelegt wurde, um allgemeine Regeln für einen verantwortungsvollen Umgang mit Tritium zu definieren. Diese Doktrin enthält Bestimmungen zur Begrenzung der Freisetzungen von tritiumhaltigem Wasserdampf zu begrenzen und die Freisetzung von Tritium in flüssiger Form zu bevorzugen.

All diese Maßnahmen erklären zum großen Teil die Entwicklung der Tritiumaktivität, die von den vier Reaktoren des Kernkraftwerks Tricastin in die Atmosphäre freigesetzt wird. Diese ist in Abbildung 3 dargestellt, die die gleitenden 3-Jahres-Durchschnitte über den Referenzzeitraum 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 Vorjahres- und/oder das Folgejahr überlappen kann). Die freigesetzte Tritiumaktivität in gasförmiger Form beträgt zwischen 2013 und 2022 durchschnittlich 1313 GBq pro Jahr.

Abbildung 3 zeigt die jährliche Tritiumaktivität, die vom Kernkraftwerk Tricastin im Zeitraum 2013–2022 in die Atmosphäre freigesetzt wurde.



**Abbildung 3: In die Atmosphäre freigesetzte Tritiumaktivität (GBQ/gleitender 3-Jahres-Durchschnitt)**

Es ist ein deutlicher Rückgang der Tritiumemissionen in die Atmosphäre festzustellen, der auf die Umsetzung aller oben genannten Maßnahmen zurückzuführen ist.

#### Ergriffene Maßnahme:

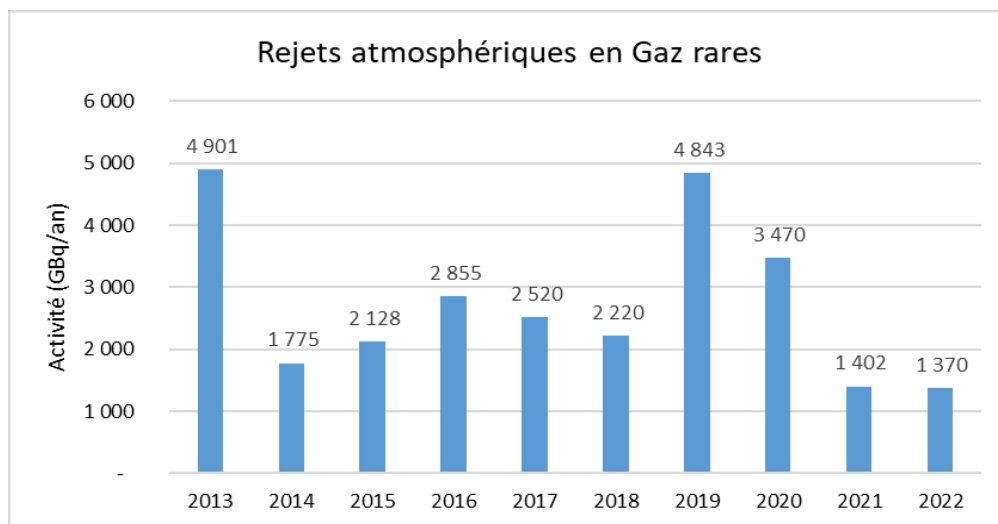
Die dosimetrischen Auswirkungen der Tritiumemissionen aus Kernkraftwerken hängen von der physikalisch-chemischen Form ab, in der das Tritium freigesetzt wird: tritiumhaltiges Wasser oder Wasserdampf, tritiumhaltiges Wasserstoff oder an organische Moleküle gebundenes Tritium.

Sowohl in Frankreich als auch international ist nachgewiesen, dass das in den atmosphärischen Emissionen von PWR-Reaktoren freigesetzte Tritium überwiegend in Form von tritiumhaltigem Wasserdampf vorliegt. In den flüssigen Abfällen dieser Reaktoren liegt das Tritium überwiegend in Form von tritiumhaltigem 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 ( $^{133}\text{Xe}$ ), Xenon 135 ( $^{135}\text{Xe}$ ), Krypton 85 ( $^{85}\text{Kr}$ ), Argon 41 ( $^{41}\text{Ar}$ ) und Xenon 131m ( $^{131\text{m}}\text{Xe}$ ). Sie verbleiben größtenteils in der Brennstoffhülle. Eine geringe Menge kann jedoch bei einer Mikroleckage der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und in den Abwässern wiederzufinden sein. 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 2013–2022 freigesetzten Edelgase.



**Abbildung 4 – In die Atmosphäre abgegebene Edelgasaktivität des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2013–2022 (GBq/Jahr)**

Die Schwankungen der freigesetzten Edelgasaktivität von Jahr zu Jahr sind hauptsächlich auf den Dichtheitszustand der Hüllrohre zurückzuführen. Defekte Brennelemente werden bei den Brennelementwechseln systematisch ausgetauscht.

Die in den Jahren 2013–2022 freigesetzte Aktivität in Edelgasen ist relativ gering und stabil.

Ab 2013 wurden die beobachteten niedrigen Emissionswerte durch eine Reihe von Maßnahmen erreicht, darunter insbesondere:

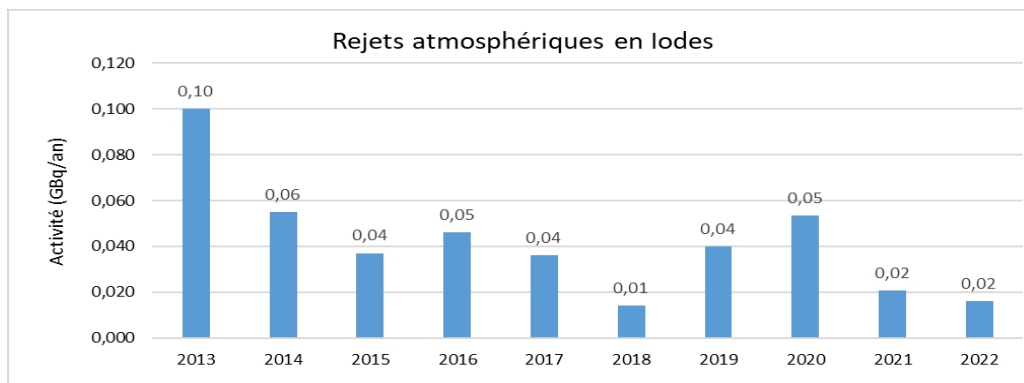
- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen,
- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Leitungen für radioaktive Gase,
- die Möglichkeit, die Aktivität kurzlebiger Radionuklide durch Aufschub der Entsorgung der Abfälle abklingen zu lassen,
- Verbesserungen hinsichtlich der Überwachung 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 landen.

Das in den flüssigen radioaktiven Abwässern enthaltene Jod wird durch die Abwasseraufbereitungssysteme (Filtration, Harzentsalzung, Verdampfung) wirksam zurückgehalten. Jod-131 und Jod-133 haben kurze Halbwertszeiten (8 Tage bzw. 21 Stunden) und zerfallen daher schnell. Das in den atmosphärischen radioaktiven Abwässern 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.

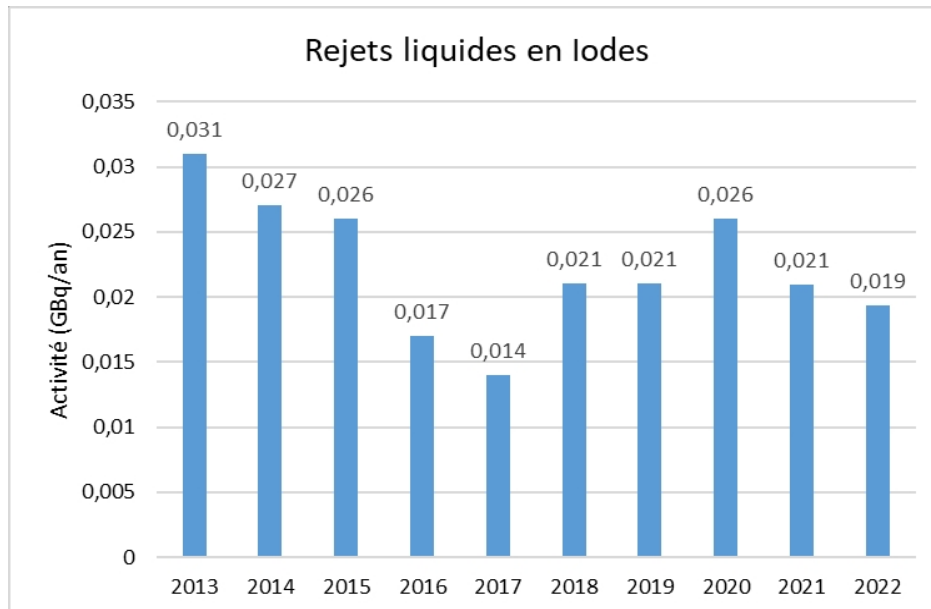
Abbildung 5 zeigt die jährliche Jodaktivität, die vom Kernkraftwerk Tricastin im Zeitraum 2013–2022 in die Atmosphäre freigesetzt wurde.



**Abbildung 5: Von der Kernkraftanlage Tricastin in die Atmosphäre freigesetzte Jodaktivität (GBq/Jahr)**

Die in die Atmosphäre freigesetzten Jodaktivitäten sind im Zeitraum 2013–2022 relativ gering und stabil.

Abbildung 6 zeigt die jährliche Jodaktivität, die vom Kernkraftwerk Tricastin im Zeitraum von 2013 bis 2022 in flüssigen Abwässern freigesetzt wurde.



**Abbildung 6: Durch das Kernkraftwerk Tricastin in flüssiger Form freigesetzte Jodaktivität (GBq/Jahr)**

Die Ableitungen im Bezugszeitraum erweisen sich als stabil. Dieser Trend lässt sich durch ein besseres Management der Zyklen mit Hüllrohrdefekten des Brennstoffs erklären.

#### **Sonstige Beta- oder Gamma-emittierende Spalt- oder Aktivierungsprodukte (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):

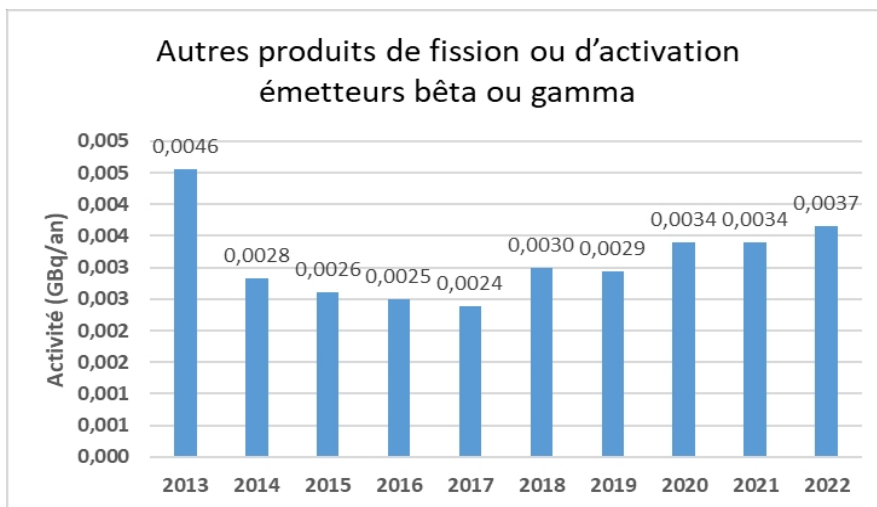
- Spaltprodukte (SP) entstehen im Brennstoff durch die Spaltung von Uran- oder Plutoniumatomen. Diese Spaltprodukte sind Radionuklide wie Cäsium-134 und Cäsium-137, die fast vollständig im Brennstoff eingeschlossen bleiben. Eine geringe Menge kann jedoch bei Undichtigkeiten der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und anschließend in den Abwässern wiederzufinden sein,
- Aktivierungsprodukte (PA) entstehen außerhalb des Brennstoffs durch die Einwirkung von Spaltneutronen auf die dem Neutronenfluss ausgesetzten Komponenten (Reaktorbehälter, Rohrleitungen, Steuerstäbe) sowie auf die im Wasser des Primärkreislaufs enthaltenen chemischen Elemente wie Bor, Lithium und Korrosionsprodukte, die von den mit dem Primärfluid in Kontakt stehenden Oberflächen freigesetzt werden. Zu den Aktivierungsprodukten gehören insbesondere die Kobaltisotope 58 und 60, Mangan-54, Antimon-124 und Silber-110m.

Die „sonstigen PF/PA“ (Beta- oder Gamma-emittierende Spalt- oder Aktivierungsprodukte, 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 Abwässern werden die „sonstigen PF/PA“ (Beta- oder Gamma-emittierende Spalt- oder Aktivierungsprodukte, ausgenommen Tritium, Kohlenstoff-14 und Jod) werden größtenteils durch die Aufbereitungssysteme (Filter oder Harze) des kontinuierlichen Wasseraufbereitungskreislaufs des Primärkreislaufs (RCV-Kreislauf) und der Abwasseraufbereitungssysteme (TEP- und TEU-Kreislauf) zurückgehalten. Im gesamten Kraftwerkspark ist die Aktivität dieser von den in Betrieb befindlichen Reaktoren freigesetzten Radionuklide seit 1985 um den Faktor 100 zurückgegangen.

Dieses Ergebnis ist auf die Verbesserungen an den Sammel- und Aufbereitungskreisläufen sowie auf die Bemühungen des Betreibers zurückzuführen, die Abwasserproduktion an der Quelle zu reduzieren. Das erreichte Ableitungsniveau für PF und PA wird als optimal angesehen.

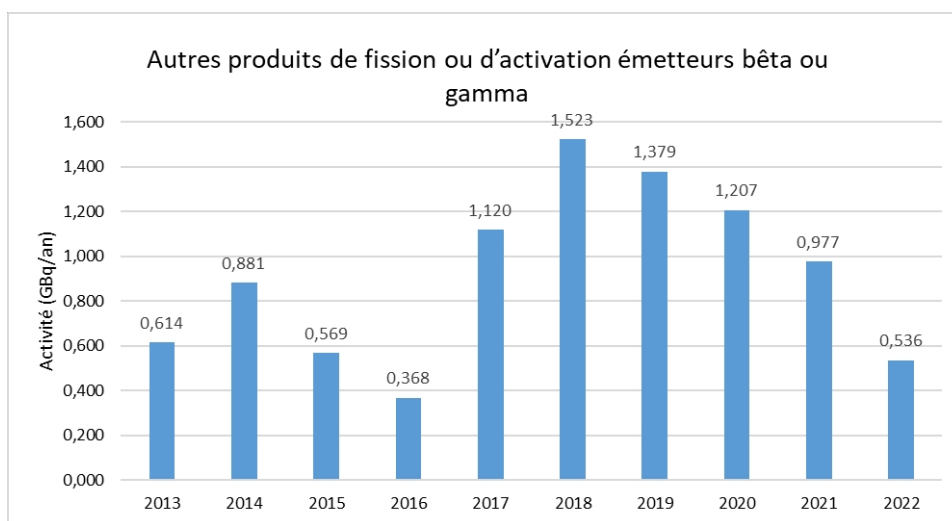
Abbildung 7 zeigt die jährliche Aktivität anderer Spalt- oder Aktivierungsprodukte, Beta- oder Gamma-Strahler („andere PF/PA“), die vom Kernkraftwerk Tricastin im Zeitraum 2013–2022 in die Atmosphäre freigesetzt wurden.



**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 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 2013 bis 2022 in flüssige Abwässer freigesetzt wurden.



**Abbildung 8: Aktivität anderer SP/AP, 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 höchsten Werte lassen sich erklären durch:

- 2014: Bei der zehnjährigen Inspektion von Block 4 fielen aktivere Abwässer an,
- von 2017 bis 2020: Aufgrund aufeinanderfolgender, zufälliger und für Inspektionen geplanter Ausfälle der TEU-Verdampfer lagerte das Kernkraftwerk unbehandelte Abwässer. Die Bewirtschaftung und Aufbereitung dieser über drei Jahre gelagerten Abwässer, die mit den jährlichen Reaktorstillständen zusammenfielen, führten zu einem Anstieg der freigesetzten Flüssigkeitsaktivität,
- 2021: Bei der zehnjährigen Inspektion von Block 2 fielen aktivere Abwässer an.

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, das Abwasser zu lagern, um es 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 das Kernkraftwerk ein mobiles TEU-Abwasseraufbereitungssystem angeschafft, um seine Aufbereitungskapazität während der zeitgleichen Wartungsarbeiten an diesen Anlagen und der Reaktorabschaltung zur Brennelementwechsel zu erhöhen, 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 zu chemischen Einleitungen in die Umwelt in flüssiger oder gasförmiger Form. 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 aus der Aufbereitung der Primär- und Sekundärkreisläufe stammen,
- Phosphat aus der Aufbereitung der nuklearen und konventionellen Hilfskreisläufe, hauptsächlich für die Zwischenkühl- und Heißwasserkreisläufe.

In den folgenden Abschnitten werden die Ergebnisse der über zehn Jahre erstreckten Bilanz dieser wichtigsten Stoffe sowie die vom Betreiber durchgeführten oder eingeleiteten Optimierungsmaßnahmen dargestellt.

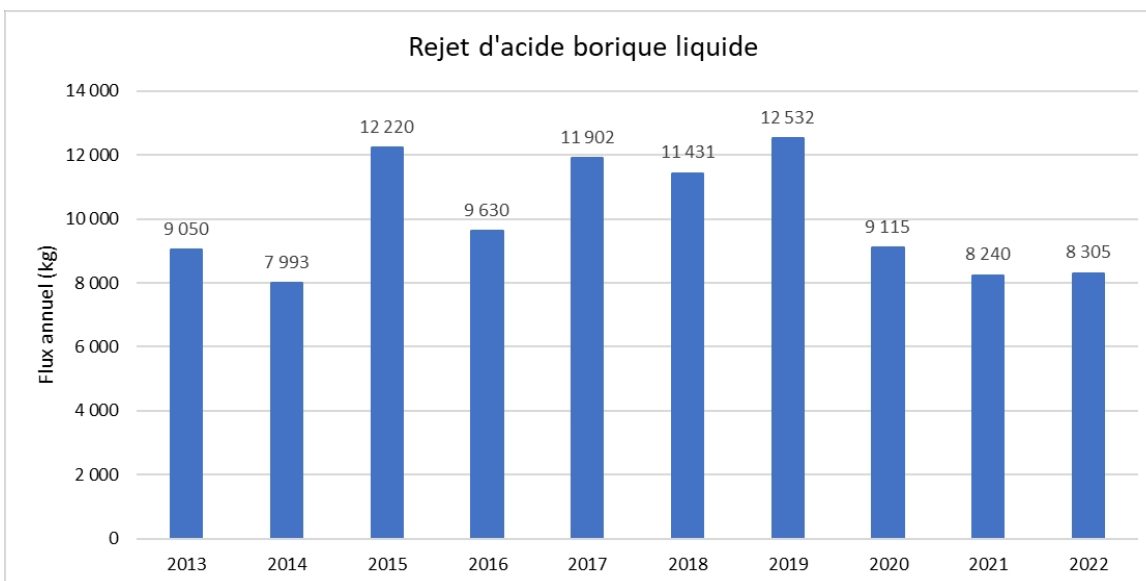
### **Emissionen von Borsäure:**

In Lösung im Wasser des Primärkreislaufs trägt Borsäure ( $H_3BO_3$ ) 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 (stabiles) Lithium-7 bilden. 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. Im Laufe des Zyklus wird die Konzentration dann schrittweise gesenkt, um die Abnutzung des Brennstoffs auszugleichen. Dazu wird es aus dem Primärkreislauf abgeleitet und gelangt in die flüssigen radioaktiven Abfälle. Im Primärkreislauf verändert sich die Konzentration beispielsweise 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 flüssigen 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 Harzaufbereitung entweder in Form von festem Abfall (borhaltige Konzentrate) oder in Form von flüssigem Abwasser in den Lager- und Kontrollbehältern vor der Ableitung vor.

Abbildung 9 zeigt die Borsäureeinleitungen des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2013–2022.



**Abbildung 9: Borsäureemissionen des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2013–2022 (kg/Jahr)**

Die durchschnittliche jährliche Borsäureemission beträgt im betrachteten Zeitraum 10.042 kg, wobei 2019 mit 12.532 kg die höchste jährliche Emission 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 ( $N_2H_4 \cdot H_2O$ ) 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 den „chemischen Ausgleich“ zwischen 60 °C und 120 °C zu gewährleisten (Entfernung von Sauerstoff aus dem RCP während der Wiederanlaufphase). Überschüssiges Hydrazinhydrat wird beim Temperaturanstieg thermisch zu Ammoniak zersetzt („thermisches Cracking“).

Schließlich wird Hydrazinhydrat zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger bei Reaktorstillstand zum Brennelementwechsel 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 Luftblasenbildung gefördert. 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 2013–2022.

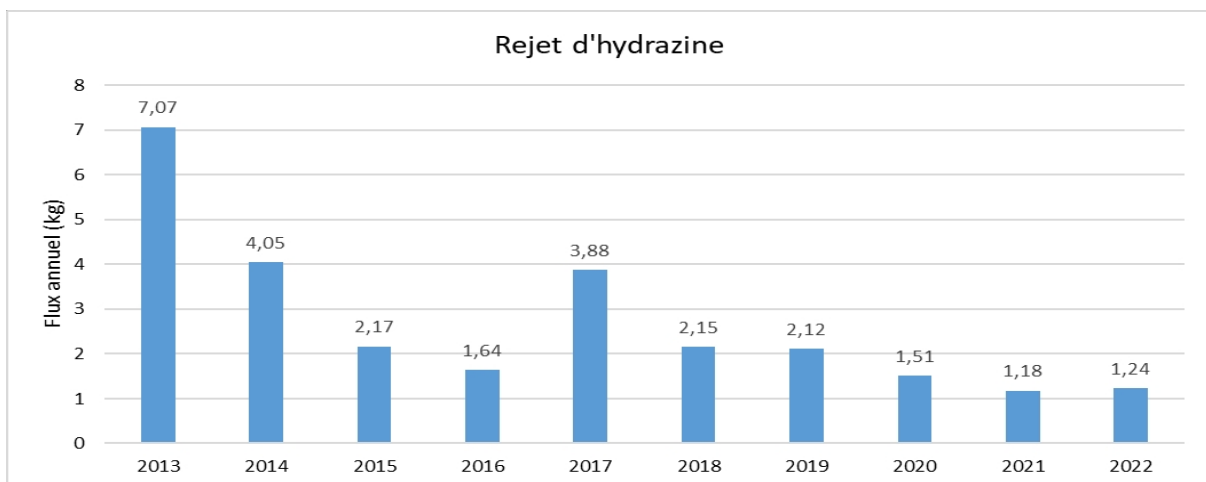


Abbildung 10 – Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2013–2022 (kg/Jahr)

Die Hydrazin-Emissionen sind seit 2013 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 ( $\text{N}_2\text{H}_4, \text{H}_2\text{O} + \text{O}_2 \rightarrow \text{N}_2 + 3 \text{H}_2\text{O}$ ).

#### Eingeleitete Maßnahmen:

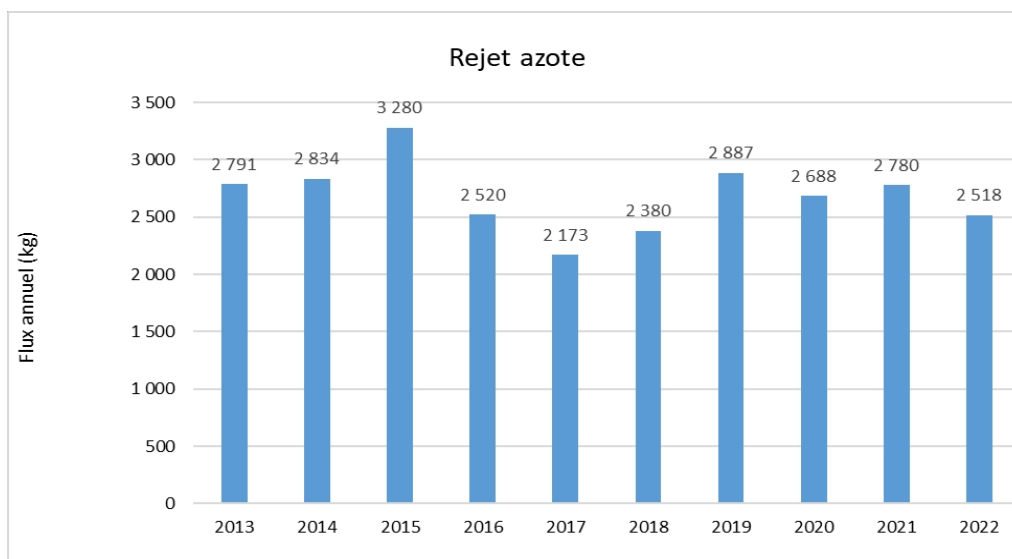
Es wird eine technische Überwachung durchgeführt, um einen möglichen Ersatzstoff für Hydrazin zu identifizieren. Derzeit zeigen diese Überwachungsarbeiten, dass es keine andere Substanz gibt, die die gleichen chemischen Eigenschaften aufweist und die Konditionierung der Kreisläufe in allen auftretenden 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 ein effizienteres Dichtungssystem ersetzt.

#### Stickstoffemissionen:

Der Stickstoff, der überwiegend in Form von Ammoniak vorliegt, entsteht durch den thermischen Abbau von Hydrazinhydrat und wird zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt, um die Korrosion in diesem Kreislauf zu verringern. Bei Reaktorabschaltungen kann Ammoniak zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger verwendet werden. Ammoniak in flüssigem Wasser liegt in Form von Ammoniumionen  $\text{NH}_4^+$  vor.

Abbildung 11 zeigt die jährlichen Ammoniumemissionen aus den Behältern T, S und Ex im Zeitraum 2013–2022. Die durchschnittliche jährliche Stickstoffemission beträgt 2.685 kg, mit einem Mindestwert von 2.173 kg im Jahr 2017 und einem Höchstwert von 3.280 kg im Jahr 2015.



**Abbildung 11: Stickstoffemissionen 2013–2022 des Kernkraftwerks Tricastin (kg/Jahr)**

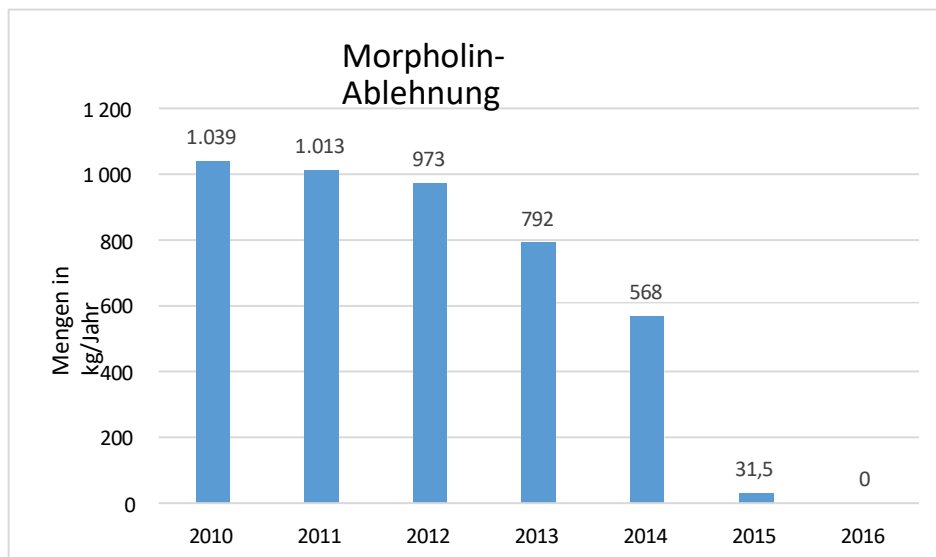
### Emissionen von Morpholin/Ethanolamin:

Morpholin ( $C_4H_9NO$ ) ist ein flüchtiges Amin, das zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt 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 der Dampferzeuger 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 Dampferzeuger oder aus Entleerungen nach der Konditionierung im 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 2013–2022.



**Abbildung 12 – Morpholin-Emissionen des Kernkraftwerks Tricastin von 2010 bis 2016 (kg/Jahr)**

Die durchschnittliche jährliche Morpholin-Einleitung betrug im Zeitraum 2010–2014 877 kg, wobei 2010 mit 1.039 kg der Höchstwert erreicht wurde.

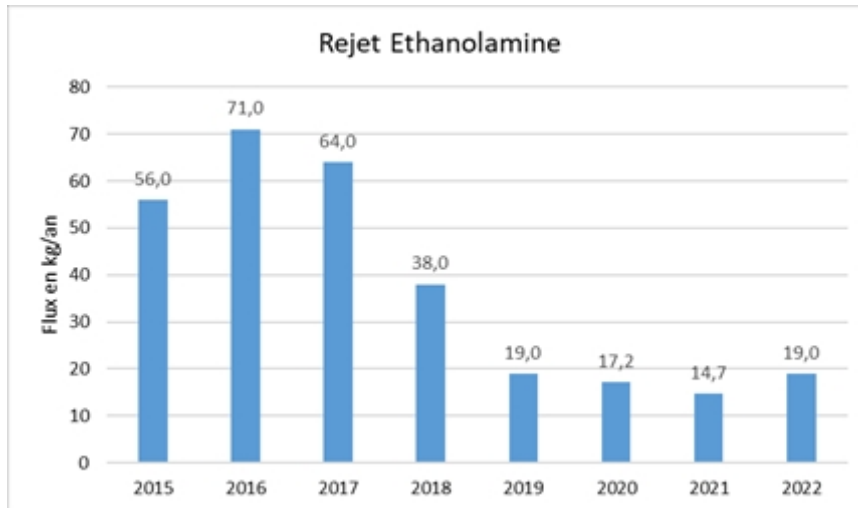
Im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ist unter den drei im Kraftwerk verwendeten Substanzen (Ammoniak, Morpholin, Ethanolamin) zur Aufrechterhaltung eines optimalen pH-Werts im Sekundärkreislauf derzeit die Behandlung mit Ethanolamin ( $C_2H_7NO$ ) das Ziel, da sie den besten Kompromiss zwischen Materialschutz und Einleitungen bietet. Somit weist Ethanolamin gegenüber Morpholin folgende Vorteile auf:

- Dank seiner höheren Basizität sind die zur Aufrechterhaltung des vorgegebenen pH-Werts erforderlichen Ethanolaminmengen geringer als die Morpholinmengen, die zur Aufrechterhaltung desselben pH-Werts erforderlich sind  
; die Behandlung mit Ethanolamin 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 Flüssigkeitsbereichen von Zweiphasenzonen und trägt somit dazu bei, die Betriebsdauer 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 2022.



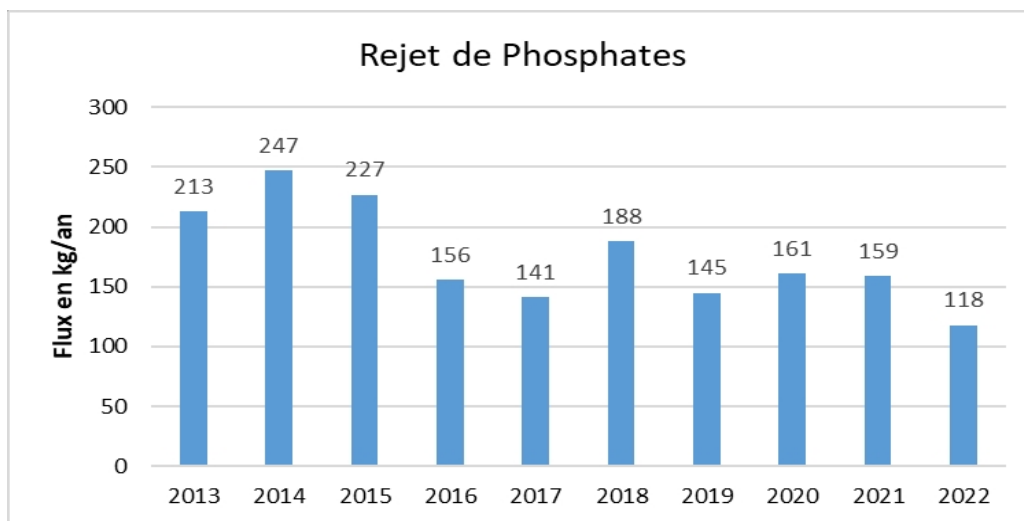
**Abbildung 13 – Ethanolamin-Emissionen des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2014–2022**

Die jährliche Ethanolamin-Freisetzung beträgt durchschnittlich 29,9 kg und schwankt zwischen einem Mindestwert von 14,7 kg im Jahr 2021 und einem Höchstwert von 71,0 kg im Jahr 2016.

### **Phosphat-Emissionen:**

Trinatriumphosphat ( $\text{Na}_3\text{PO}_4$ ) wird zur Aufbereitung der Zwischenkühlkreisläufe des Reaktorblocks (RRI- und DEG-Kreislauf) sowie der Kreisläufe des nicht-nuklearen Bereichs verwendet, darunter der Zwischenkühlkreislauf (SRI-Kreislauf) und der Heißwasserkreislauf (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 Phosphatabgaben aus den Behältern T, S und EX für den Zeitraum 2013–2022.



**Abbildung 14 – Phosphatabgaben von 2013 bis 2022 durch das Kernkraftwerk Tricastin (kg/Jahr)**

Die durchschnittliche jährliche Phosphatabgabe beträgt 176 kg. Schwankungen bei den Phosphatabgaben stehen im Zusammenhang mit Wartungs- oder Umbauarbeiten, 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 nach dem Carnot-Prinzip in Strom umgewandelt. Der Rest, also etwa zwei Drittel, wird in Form von Wärme über den Kondensator an eine Kältequelle abgegeben, bei der es sich entweder um das Gewässer (sogenannte „offene“ Kältequelle) oder um die Atmosphäre (über Kühltürme, sogenannte „geschlossene“ Kältequelle) handeln kann. 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 gemäß der geänderten Entscheidung der Behörde für nukleare Sicherheit Nr. 2008-DC-0102 geregelten Parameter im Zusammenhang mit den Wärmeabgaben die nach Vermischung berechnete durchschnittliche tägliche Erwärmung vor und hinter dem Einlauf sowie die nach Vermischung berechnete durchschnittliche Tagestemperatur hinter dem Einlauf.

Der vorgeschriebene Grenzwert für die berechnete durchschnittliche tägliche Erwärmung beträgt  $4\text{ °C}$  und kann auf  $6\text{ °C}$  angehoben werden, wenn der durchschnittliche tägliche Durchfluss des Kanals unter  $480\text{ m}^3/\text{s}$  liegt.

Der gesetzliche Grenzwert für die berechnete durchschnittliche Tagestemperatur beträgt  $28\text{ °C}$ .

Bei *außergewöhnlichen Wetterbedingungen* und auf Antrag des Netzbetreibers zur Gewährleistung der Sicherheit des Stromnetzes kann der Temperaturgrenzwert stromabwärts auf  $29\text{ °C}$  und der Grenzwert für die Erwärmung auf  $3\text{ °C}$  angehoben werden.

Im betrachteten Zeitraum gab es für das Kernkraftwerk zwischen 2013 und 2021 keine Aufforderung, außergewöhnliche klimatische Bedingungen zu erklären.

Im Jahr 2022 wurden aus Gründen des öffentlichen Bedarfs zur Bewältigung der Energiekrise, die mit der geopolitischen Lage in Europa in Verbindung mit einer starken Hitzewelle zusammenhängt, gemäß Artikel R 593-40 II des Umweltgesetzbuchs wurden den Kernkraftwerken Blayais, Bugey, Golfech, Saint-Alban und Tricastin auf Antrag von RTE vorübergehende Änderungen der Vorschriften zur Festlegung der Grenzwerte für Wärmeabgaben gewährt, um die Sicherheit des Stromnetzes zu gewährleisten oder die Gas- und Wasserreserven im Hinblick auf den Winter zu schonen. Infolgedessen wurde für das Kernkraftwerk Tricastin vom 5. August 2022 bis zum 11. September 2022 eine *Ausnahmesituation* gemäß der Entscheidung ASN Nr. 2022-DC-0739 vom 4. August 2022 verhängt, die vorübergehende Vorschriften für die Wärmeabgabe der Kernkraftwerke Blayais, Bugey, Golfech, Saint-Alban und Tricastin.

Die mit diesem Beschluss verbundenen vorübergehenden behördlichen Grenzwerte, gültig vom 5. August bis zum 11. September 2022, lauten:

- durchschnittliche tägliche Erwärmung stromaufwärts-stromabwärts, berechnet nach Vermischung < 3 °C, solange die Durchflussmenge im Kanal im Tagesdurchschnitt mindestens 480 m³/s beträgt,
- Durchschnittliche tägliche Erwärmung stromaufwärts-stromabwärts, berechnet nach Vermischung < 4 °C, wenn die Durchflussmenge des Kanals im Tagesdurchschnitt unter 480 m³/s liegt. In diesem Fall wird der Grenzwert für die des Donzère-Mondragon-Kanals stromabwärts nach Vermischung auf 30 °C festgelegt.

Während dieses Zeitraums der Ausnahmesituation befand sich das Kernkraftwerk Tricastin einmalig über einen Zeitraum von 9 aufeinanderfolgenden Tagen vom 07.08.22 bis zum 15.08.22 in einer Ausnahmesituation. Die berechneten durchschnittlichen Tagestemperaturen stromabwärts nach Vermischung erreichten am 11. August 2022 einen Höchstwert von 28,6 °C, und die berechnete durchschnittliche tägliche Erwärmung betrug 3,8 °C bei einem durchschnittlichen Tagesdurchfluss des Donzère-Mondragon-Kanals von < 480 m³/s.

Während dieses Zeitraums wurde eine verstärkte Überwachung der aquatischen Umwelt durchgeführt. Die Ergebnisse der physikalisch-chemischen, mikrobiologischen und hydrobiologischen Überwachungen lassen keine nennenswerten Auswirkungen des Betriebs des Kernkraftwerks während der Hitzewelle auf die aufnehmende Umwelt erkennen.

Die nachstehende Tabelle 4 zeigt die für Wärmeeinleitungen geltenden Grenzwerte sowie die im betrachteten Zeitraum erreichten Höchstwerte.

Tagesdurchschnitte (2013–2022)	Berechnete Erwärmung stromaufwärts-stromabwärts nach Vermischung (°C)	Berechnete Temperatur nach dem Mischen nach dem Mischen (°C)
<b>Minimum</b>	0,2	5,5
<b>Durchschnitt</b>	1,58	16
<b>Maximum</b>	5,5	27,9
<b>Grenzwert</b>	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 2013–2022, ausgenommen Ausnahmefälle, beträgt die nach der Vermischung stromabwärts berechnete maximale durchschnittliche Tagestemperatur unter normalen klimatischen Bedingungen 27,9 °C und liegt damit unter dem vorgeschriebenen Wert von 28 °C; im August 2022 erreichte sie während der Ausnahmeregelung aufgrund außergewöhnlicher klimatischer Bedingungen einen Wert von 28,62 °C.

Die für diesen Zeitraum berechnete durchschnittliche maximale tägliche Erwärmung beträgt 5,5 °C bei einem Kanalabfluss von weniger als 480 m<sup>3</sup>/s. Der berechnete Durchschnitt der durchschnittlichen täglichen Erwärmungen beträgt 1,6 °C für den betrachteten Zeitraum.

Für den Zeitraum 2013–2022 wurde überprüft, dass alle durchschnittlichen täglichen Erwärmungen zwischen 4 und 6 °C tatsächlich mit einem durchschnittlichen täglichen Durchfluss des Kanals von weniger als 480 m<sup>3</sup>/s einhergehen. Allerdings wurde für den vorangegangenen Zeitraum (2010–2019) untersucht, dass eine geringe Durchflussmenge im Kanal (< 480 m<sup>3</sup>/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 von mehr als 4 °C 1,6 % der Daten aus, während geringe Durchflussmengen im Kanal 10,2 % der Daten ausmachen.

#### 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 auf 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 Wasserkraftwerks von Bollène, das sich 3 km flussabwärts der Einleitungen des Kernkraftwerks befindet,
- die vollständige Durchmischungsdistanz ist somit unabhängig vom Durchfluss der Rhône identisch und beträgt 5 km flussabwärts der Einleitungen.

Für den Bereich oberhalb des Kernkraftwerks Tricastin wurden hydroklimatische Prognosen für den Zeitraum 2015–2100 erstellt. Diese Prognosen basieren auf Simulationen aus dem <sup>CMIP5</sup>9-Projekt, die vom IPCC (Intergovernmental Panel on Climate Change) zur Erstellung seines letzten Empfehlungsberichts (AR5 – <sup>5</sup>th Assessment Report) herangezogen wurden. Es wurden zwei Szenarien für Treibhausgasemissionen herangezogen: dasjenige, das einer Stabilisierung der Emissionen bis zum Jahr 2100 entspricht (Szenario <sup>RCP10</sup> 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.

---

<sup>9</sup> 5<sup>th</sup> Coupled Model Intercomparison Project.

<sup>10</sup> Repräsentativer Konzentrationspfad.

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  $\pm 1$  %) nur unwesentlich verändern, wobei der Entwicklungstrend deutlich weniger ausgeprägt wäre als der der Temperaturen.

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,
- Abfälle entsprechend ihrer Art und ihren Eigenschaften selektiv zu sammeln und zu sortieren, um sie so effizient wie möglich zu behandeln,
- die Verpackung zu optimieren, um die Abfälle so weit wie nötig einzuschließen und die von den Behandlungs- und/oder Endlagerungsanlagen 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 Entsorgungsketten zu fördern, sofern dies möglich ist.

Diese verschiedenen Schritte zielen darauf ab, die Annehmbarkeit der Abfälle durch die für sie bestimmten Entsorgungswege zu gewährleisten 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 Bewirtschaftung basiert im Wesentlichen auf der Abfallzoneneinteilung, die Folgendes ermöglicht:

- die Abfälle (radioaktive und konventionelle) zuverlässig, sicher, funktionsfähig und nachhaltig zu verwalten,
- die Menge der anfallenden radioaktiven Abfälle 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 m<sup>3</sup> auf 110 m<sup>3</sup>.

Dieses Produktionsniveau von etwa 100 m<sup>3</sup> pro Reaktor stellt eine technische Untergrenze dar, die angesichts des vorläufigen Wartungsprogramms im Zusammenhang mit der Generalüberholung<sup>11</sup> in den kommenden Jahren steigen könnte.

##### **Lagerung radioaktiver Abfälle:**

Im Zeitraum 2013–2022 war das Kernkraftwerk bestrebt, 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 sehr schwach radioaktive Abfälle (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 Abfälle mit geringer Aktivität (FA-VC)) im Zeitraum von 2013 bis 2022.

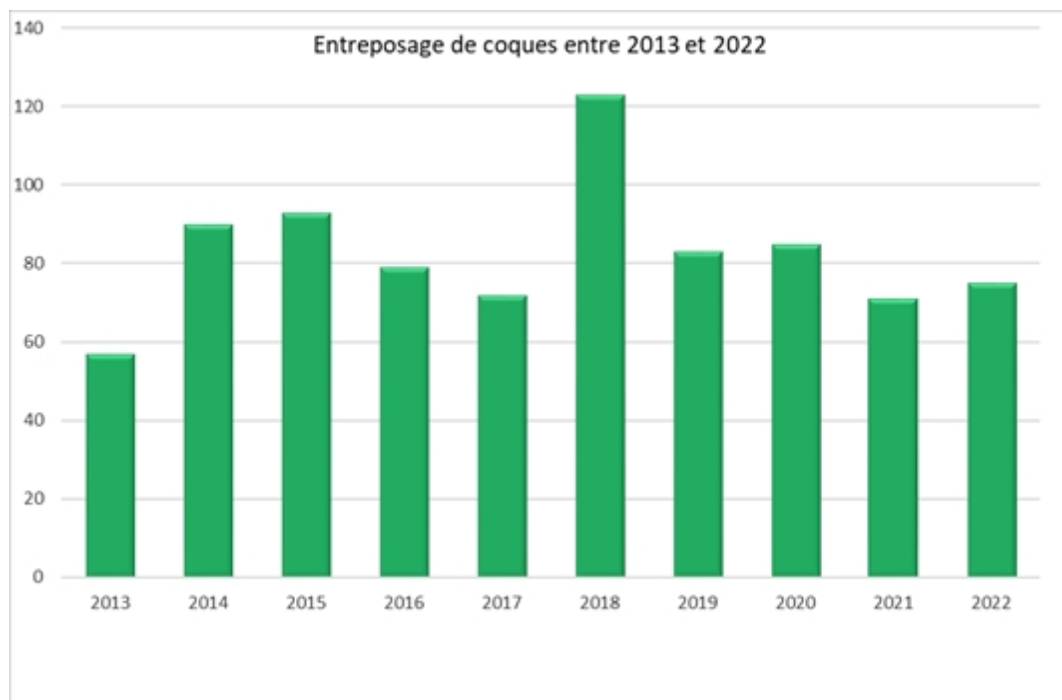


Abbildung 15 – Entwicklung der Anzahl der gelagerten Behälter im Zeitraum 2013 bis 2022

<sup>11</sup> 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.

Im Jahr 2013 lag die Anzahl der gelagerten Reaktordruckbehälter bei etwa 50 bis 60. Ein Anstieg der Lagerbestände ist ab 2014 und 2016 sowie zwischen 2018 und 2020 zu verzeichnen. Diese Überschreitungen lassen sich hauptsächlich erklären durch:

- die Renovierung des Mischers im Jahr 2014, die zu einer langen Ausfallzeit der Anlage führte und dazu zwang, die Aufbereitung der Schalenabfälle zu verschieben und somit deren Abtransport,
- der Wechsel des für diese Aktivitäten zuständigen Partners Ende 2015, der zudem zu einer Verzögerung bei der Verpackung der Schalen und zu einem Anstieg des Bestands an gelagerten Paketen führte
- eine Zunahme der Verpackungskampagnen für Konzentrate und Ionenaustauscherharze in den Jahren 2016 und 2018 sowie ein relativ dichtes Stillstandsprogramm im Jahr 2018 in Verbindung mit den Vorbereitungen für die zehnjährige Inspektion von Reaktor 1,
- die Durchführung der zehnjährigen Inspektion von Reaktor 1 Ende 2019, was eine Beibehaltung des Lagerbestands im Jahr 2020 zur Folge hat,
- Die Vorbereitung der zehnjährigen Inspektion von Tranche 2 im Jahr 2020, einem Zeitraum, der ebenfalls von der Covid-19-Gesundheitskrise betroffen war, die zu einer Verlangsamung des Transports von Behältern zu den Verwertungsanlagen (insbesondere CSA)
- Die Durchführung der zehnjährigen Inspektion von Tranche 2 im Jahr 2021, was eine Beibehaltung des Lagerbestandsniveaus in den Jahren 2021 und 2022 zur Folge hatte.

Diese Schwankungen führten jedoch zu keinen betrieblichen Schwierigkeiten, da die festgestellten Lagerbestände stets im Rahmen der Kapazitäten der Anlagen blieben.

Es ist anzumerken, dass 2016 Maßnahmen zur Auslagerung von Behältern eingeleitet wurden, die in ihrem aktuellen Zustand nicht abtransportiert werden können, und dass diese Maßnahmen dauerhaft fortgesetzt werden. Diese Auslagerungsmaßnahmen werden jährlich fortgesetzt, verbunden mit einer besseren Verwaltung von Stillständen und Konzentratkampagnen. So liegen die Lagerbestände seit 2019 unter dem Zielwert.

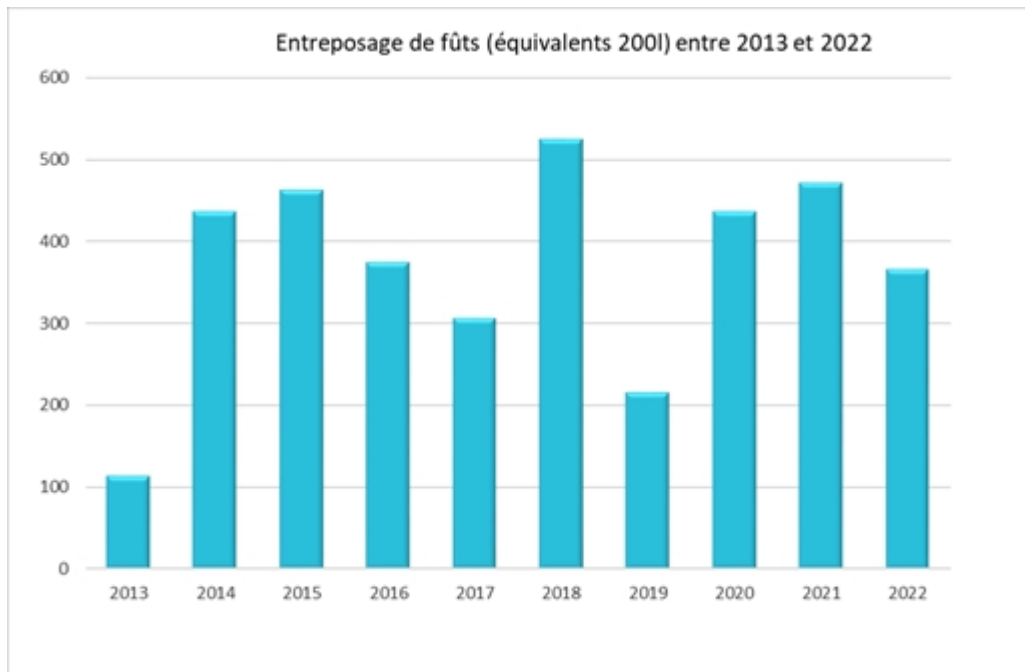


Abbildung 16 – Entwicklung der Anzahl der gelagerten 200-Liter-Fässer (Metalläquivalent) im Zeitraum 2013 bis 2022

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 Aussetzung der Genehmigung 1 erfolgte im Februar 2014, was zu einer Verzögerung der Entsorgung der Metallfässer bis Januar 2016 führte (Aufhebung der Aussetzung),
- das relativ dichte Stillstandsprogramm in Verbindung mit den Vorbereitungen für die zehnjährige Inspektion von Reaktor 1 im Jahr 2018 und die zehnjährige Inspektion von Reaktor 2 in den Jahren 2020 und 2021.
- Im Jahr 2022 ist ein deutlicher Rückgang zu beobachten. Dieser hängt mit einem weniger intensiven Wartungsprogramm (Abschluss der zehnjährigen Inspektion von Block 2) und den Bemühungen zur Optimierung der Abfallbewirtschaftung zusammen  
Abfallmanagement.

### **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 Bestände 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 schaffen. 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.

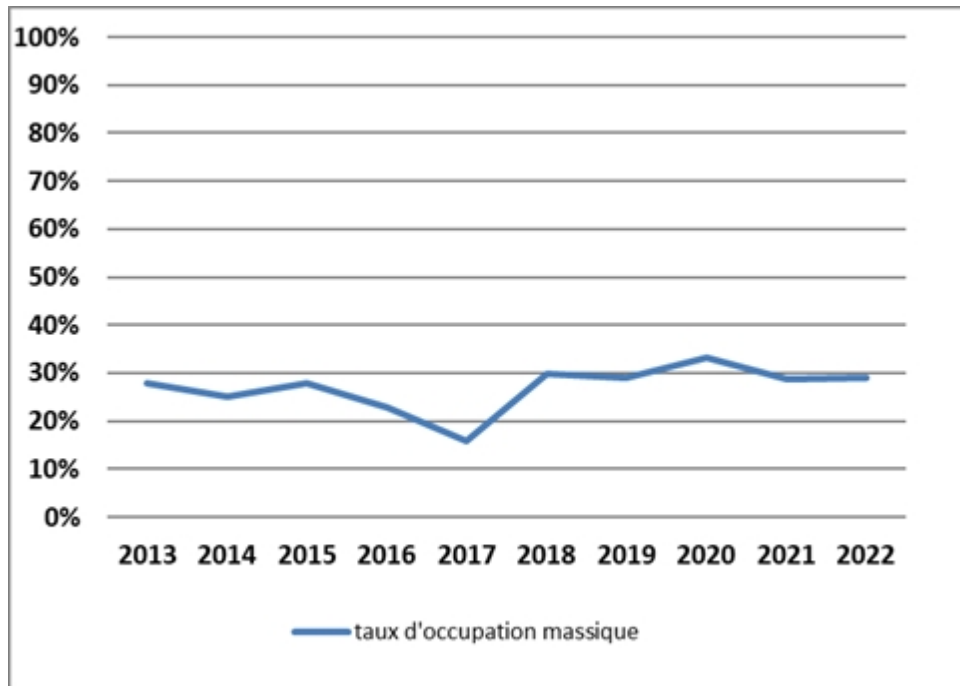
### **Lagerung von Abfällen mit sehr geringer Aktivität (TFA)**

Abfälle mit sehr geringer Radioaktivität (TFA) werden auf Freiflächen (sogenannten „TFA-Flächen“) gelagert. Diese Freilager wurden nach der Prüfung des Antrags auf Änderung der INB-Genehmigung Nr. 88 in Betrieb genommen, gemäß dem bei der DGSNR (ASN) und der DRIRE eingereichten nationalen Beschreibungsdossier der Anlage sowie den von der DGSNR und der DRIRE am 21. April 2006 erlassenen Mustervorschriften (Schreiben DGSNR DEP-SD2-Nr. 139-2006 vom 26.04.2006) sowie den durch den Beschluss vom 6. April 2018 genehmigten geänderten Vorschriften (Schreiben ASN Abteilung Lyon CODEP-LYO-2018-016321 vom 26.04.2018).

Diese separaten Bereiche, die in drei Teile unterteilt sind (Öle, Lösungsmittel, feste Abfälle), wurden konzipiert, um die im BAC vorhandene Brandlast zu begrenzen und die Lagerkapazitäten zu erweitern. Sie zeichnen sich aus durch:

- der physikalischen Beschaffenheit (bis zu 17 verschiedene Arten) und der Menge 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 spezifische Aktivität an kurzlebigen Beta-/Gamma-Strahlern der gelagerten Abfälle, mit Ausnahme von Metallabfällen (Schrott, Blei) und festen Abfällen verbrennbare Stoffe und Asbest, für die der Grenzwert für die Aktivitätsdichte auf 500 Bq/g angehoben wurde,
- einen Gesamtaktivitätsgrenzwert (kurzlebige Radionuklide + langlebige Radionuklide) von 548 MBq für Öle, 66 MBq für Lösungsmittel und 178 GBq für feste Abfälle.

Die nachstehende Abbildung 17 zeigt die Entwicklung der Gesamtmengen an schwach- und sehr schwach radioaktiven Abfällen, die im TFA-Bereich des Kernkraftwerks Tricastin gelagert werden (ausgedrückt als Massenauslastung des Bereichs), im Zeitraum von 2013 bis 2022.



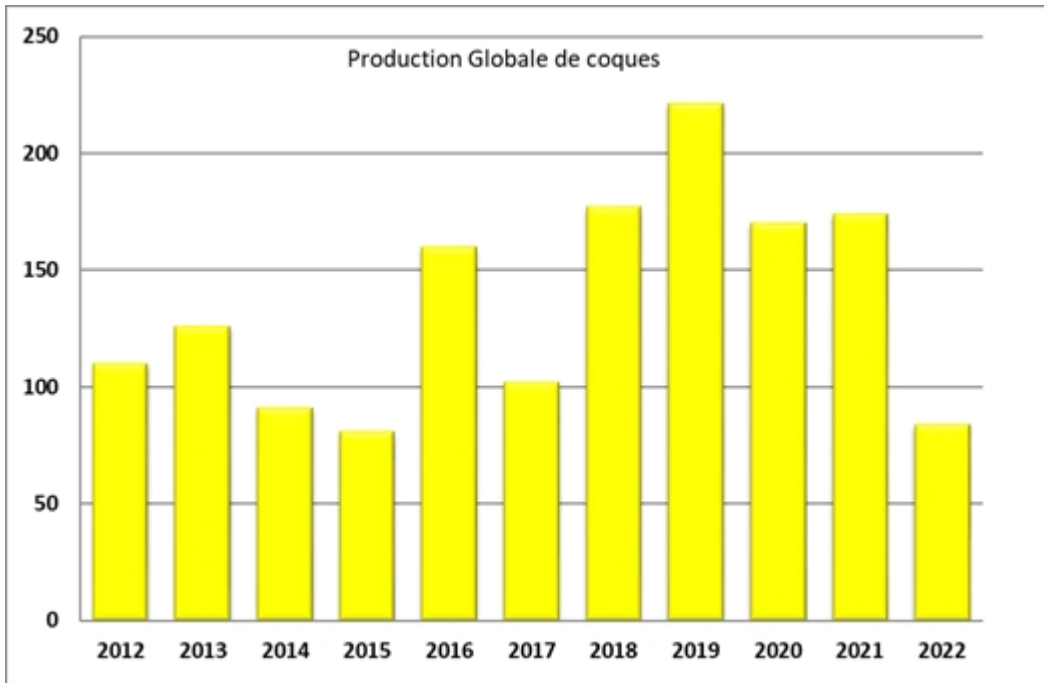
**Abbildung 17 – Entwicklung der Auslastung des TFA-Bereichs im Zeitraum 2013 bis 2022**

Die Massenauslastung des TFA-Bereichs liegt im Durchschnitt bei etwa 30 %. Der Bestand 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 konsolidieren, wurden auf nationaler Ebene Maßnahmen eingeleitet. Diese bestehen hauptsächlich darin, die Außenflächen, d. h. die TFA-Flächen, aber auch die Flächen der Lagerstätten für kontaminierte Werkzeuge (AOC), zu entlasten und deren Betrieb zu kontrollieren.

### **Anfall radioaktiver Abfälle:**

Abbildung 18 zeigt die Produktion von kurzlebigen mittelaktiven Abfällen (MA-VC), die in Betonbehältern verpackt wurden, im Zeitraum 2013–2022 durch das Kernkraftwerk Tricastin.



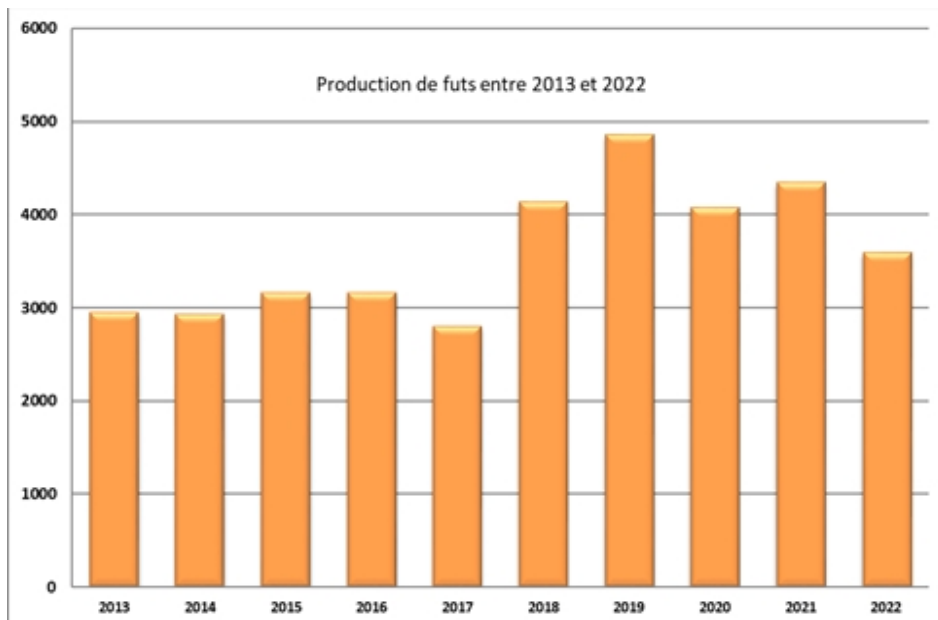
**Abbildung 18 – Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2013–2022 produzierten MA-VC-Betonbehälter (für alle Genehmigungsanträge des Kernkraftwerks Tricastin)**

Die Produktion von kurzlebigen Abfällen mittlerer Aktivität, die in Betonhüllen verpackt sind, liegt in der Größenordnung von:

- 150 Hüllen in den Jahren, in denen eine MERCURE-Kampagne (Verpackung von verbrauchten aktiven Ionenaustauscherharzen mit Hilfe einer mobilen Maschine) stattfand, wie beispielsweise 2013, 2016, Ende 2018 und Anfang 2019 sowie 2021,
- 70 Hüllen in den übrigen Geschäftsjahren.

Ein deutlicher Anstieg der Produktion ist in den Jahren 2018, 2019, 2020 und 2021 zu beobachten. Wie bereits erwähnt, wurden diese Jahre durch MERCURE-Kampagnen, aber auch durch die Wiederaufbereitung der in den KER- und TER-Planen gelagerten Abwässer beeinflusst. Die durchschnittliche Produktion in diesen beiden Geschäftsjahren belief sich somit auf etwas mehr als 150 Behälter.

Abbildung 19 zeigt die Produktion von in Fässern verpackten kurzlebigen schwach radioaktiven Abfällen (FA-VC) im Zeitraum 2013–2022 durch das Kernkraftwerk Tricastin.

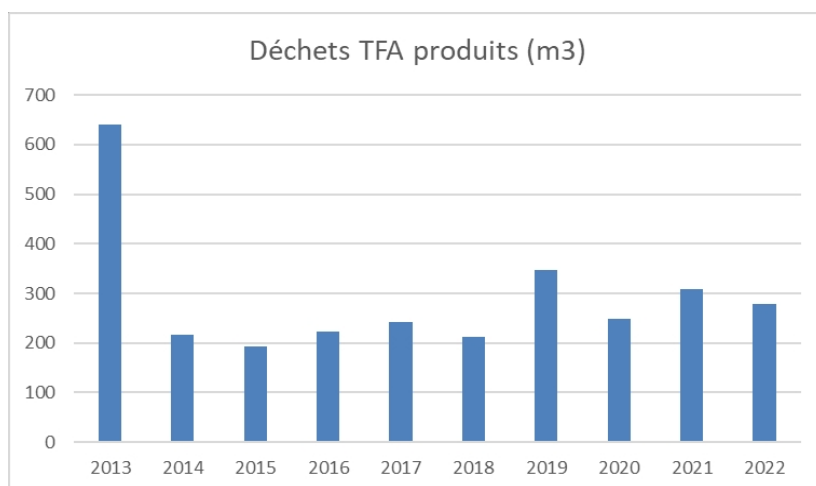


**Abbildung 19 – Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2013–2022 hergestellten FA-VC-Fässer**

Was die in Fässern verpackten kurzlebigen schwach radioaktiven Abfälle betrifft, so blieb die jährliche Produktionsmenge von 2013 bis 2017 mit rund 3.000 Gebinden pro Jahr insgesamt stabil und stieg ab 2018 an:

- Das Jahr 2018 mit 4148 Fässern ist dadurch gekennzeichnet, dass im Rahmen von „Tranche En Marche“ ein Teil der Aktivitäten im Zusammenhang mit der 4-zehnjährigen Reaktorinspektion vorgezogen wurde,
- der seit 2019 beobachtete Anstieg ist auf die Maßnahmen zur Entnahme der rückzugebenden Abfälle, ein dichtes Stillstandsprogramm sowie die Durchführung der zehnjährigen Inspektionen Block 1 im Jahr 2019 und Block 2 im Jahr 2021.

Abbildung 20 zeigt die Produktion von Abfällen sehr geringer Aktivität (TFA) im Zeitraum 2013–2022 durch das Kernkraftwerk Tricastin.



**Abbildung 20 – Entwicklung der Produktion von TFA-Paketen im Zeitraum 2013–2022 (in m³Pakete)**

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 Geräte gekennzeichnet war, die zur Entstehung 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.

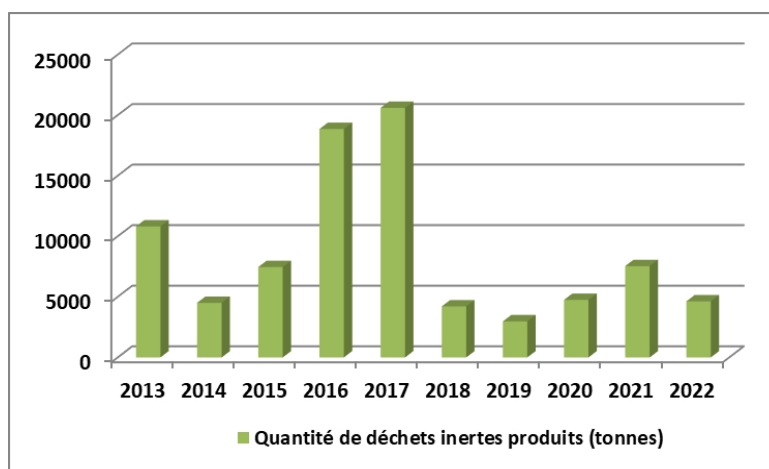
#### **2.2.4.4.2 Bilanz der konventionellen Abfälle**

##### 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 2013 bis 2022.



**Abbildung 21 – Anfall von Inertabfällen im Zeitraum 2013–2022**

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 2022 beobachtete Aufkommen entspricht in etwa dem der Jahre vor der Vorbereitung der Generalüberholung.

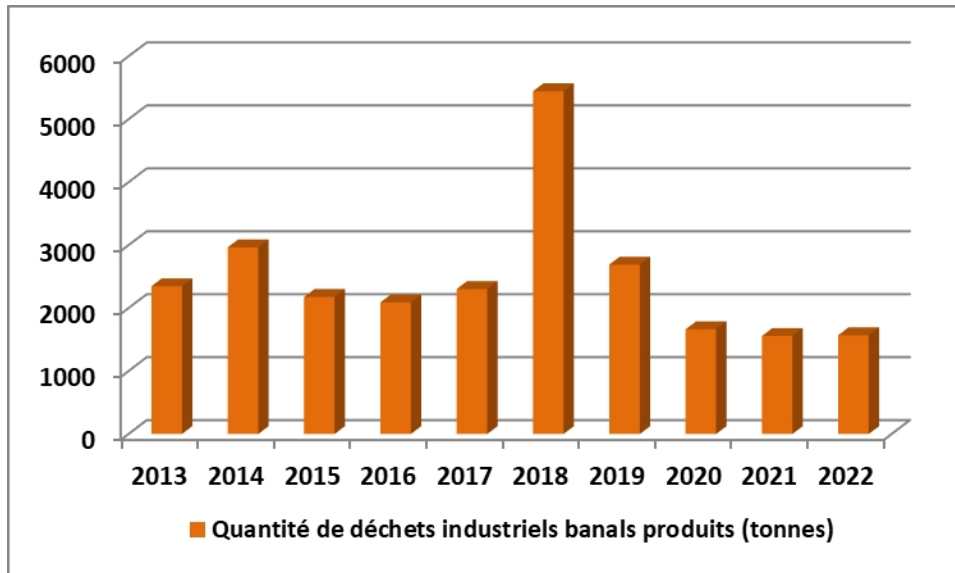


Abbildung 22 – Anfall von gewöhnlichen Industrieabfällen im Zeitraum 2013–2022

Insgesamt blieb das Aufkommen an gewöhnlichen Industrieabfällen im Zeitraum [2013–2022] weitgehend unverändert. Das Jahr 2014 sticht etwas hervor und war durch die Entleerung der Waschgrube der Entmineralisierungsanlage sowie durch den Rückbau von Gebäuden geprägt.

Das 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 2013–2022

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:

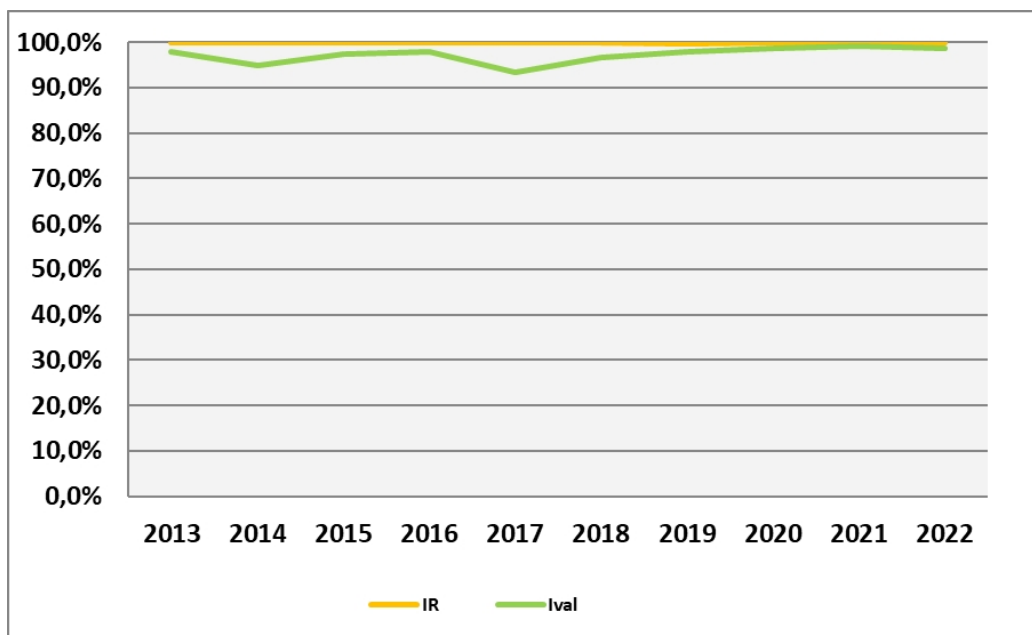
- Verringerung des Aufkommens und der Gefährlichkeit konventioneller Industrieabfälle durch eine optimierte Abfallbewirtschaftung,
- Förderung von Recycling und Verwertung.

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 behördlichen Informationen über die Regierungsanwendung Trackdéchets 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“<sup>12</sup>).

Abbildung 24 zeigt die Entwicklung der Verwertungsindikatoren für regulierte Abfälle und die „Grüne Liste“ im Zeitraum 2013–2022.



**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:

- hat den gesamten regulierten Abfall verwertet,
- mindestens 97 % der Abfälle der Grünen Liste verwertet hat.

<sup>12</sup> Die „grüne Liste“ ist die Liste der konventionellen Abfälle, in der für jeden Abfall der Liste das für diesen Abfall durchzuführende Verwertungs- oder Beseitigungsverfahren festgelegt ist.

#### 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 keine Anfrage im Zusammenhang mit einer Belästigung verzeichnet.

### 2.3 FAZIT

Das Kernkraftwerk Tricastin verfügt über eine Organisation zur Beherrschung der von der Anlage ausgehenden Beeinträchtigungen für geschützte Interessen (ISO 14001-Zertifizierung, Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung, Umweltüberwachung, Erhaltung der Biodiversität) sowie zur Einhaltung der für das Kraftwerk geltenden Vorschriften zur Beherrschung dieser Beeinträchtigungen.

Die Analyse der Erfahrungswerte und die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen zur Beurteilung des Zustands der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zur Begrenzung der Risiken 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 geschützt sind. 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 im Berichtszeitraum im Kernkraftwerk erfasst wurden, und das Ausbleiben von Wiederholungen belegt die Wirksamkeit der Maßnahmen. Darüber hinaus ergibt diese Analyse keine Hinweise auf weitere Anlagenkomponenten, 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 und die Ergebnisse durchweg zufriedenstellend sind.
- Die Ursachen für Schwankungen bei den Abwasserableitungen des Kernkraftwerks sind eindeutig identifiziert, und es wurde keine Überschreitung der Ableitungsgrenzwerte festgestellt, die auf einen Materialfehler zurückzuführen wäre: Es wurde keine Ausrüstung identifiziert, die nicht als EIPi eingestuft ist, aber zum Schutz der Interessen beiträgt und in die Liste der EIPi des Kernkraftwerks aufgenommen werden müsste,
- Die Bilanz der Wärmeeinleitungen für den Zeitraum 2013–2022 zeigt, dass das Kernkraftwerk die gesetzlichen Grenzwerte im betrachteten Zeitraum eingehalten hat,
- Die Bilanz der Abfallbewirtschaftung für den Zeitraum 2013–2022 zeigt, dass das Kernkraftwerk Fortschritte bei der Bewältigung der Abfallbewirtschaftung erzielt hat.

Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es, die Einhaltung der geltenden Vorschriften sicherzustellen und die von der Anlage ausgehenden Beeinträchtigungen der geschützten Interessen zu kontrollieren.

### **3 AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN MIT SICH BRINGT**

#### **3.1 ANALYSE DER LEISTUNG DER MASSNAHMEN ZUR VERHINDERUNG UND VERRINGERUNG DER VON DER KERNKRAFTWERK ANLAGE VERURSACHTEN AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN IM HINBLICK AUF DIE WIRKSAMKEIT DER BESTEN VERFÜGBAREN TECHNIKEN**

Artikel 1.3.1 der Umweltentscheidung sieht vor: „Der Betreiber führt regelmäßig eine Leistungsanalyse der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belästigungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken durch, wobei er insbesondere die Leistungsunterschiede bewertet [...]“.

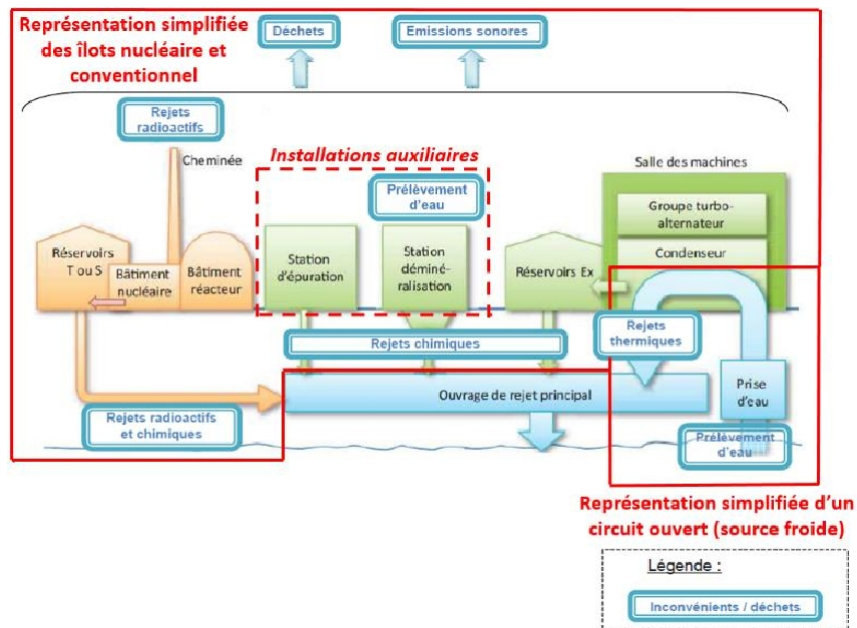
Die Analyse der Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der durch das Kernkraftwerk Tricastin verursachten Auswirkungen und Belästigungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken, die sogenannte BVT-Analyse, bezieht sich auf die Auslegungsmaßnahmen, die Betriebspraktiken und den Optimierungsansatz, die von EDF im Kernkraftwerk Tricastin umgesetzt werden.

Der Umfang der BVT-Analyse wird in Verbindung mit den in Artikel 4.1 des geänderten INB-Erlasses genannten Nachteilen festgelegt, unter Anwendung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit im Hinblick auf die in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschriebenen Belange. 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 25),
- die Wasserentnahme und den Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer und die Abfälle, die durch die Hilfsanlagen des konventionellen Bereichs verursacht werden,
- die Wasserentnahme, der Wasserverbrauch und die durch die Kaltquelle verursachten Wärmeabgaben.



**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 durch das Kernkraftwerk Tricastin verursachten Nachteile 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 regulatorischen Entwicklungen gerecht zu werden. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, die darauf abzielt, unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Auflagen, 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 Umwelleistung 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 Ableitungswerte des Kernkraftwerks Tricastin mit denen internationaler Kernkraftwerke zur Stromerzeugung vergleichbar,
- Auf Ebene des Kernkraftwerks wird die Abfallbewirtschaftung – von der Entstehung bis zur Entsorgung – optimiert, wobei die als BVT identifizierte Entsorgungs- und/oder Behandlungsverfahren berücksichtigt werden.  
Die Analyse der Erfahrungswerte des Kraftwerksparks und der von ausländischen Betreibern getroffenen Maßnahmen ermöglicht einen Überblick über nationale und internationale bewährte Praktiken und trägt zum Prozess der kontinuierlichen Verbesserung bei, der innerhalb von EDF etabliert wurde,
- 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 Blocks (insbesondere die Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser) ermöglichen die vom Kernkraftwerk Tricastin getroffenen Maßnahmen in Bezug auf Konzeption, Betrieb und Überwachung vom Kernkraftwerk Tricastin getroffenen Bestimmungen ermöglichen es, die mit der Wasserentnahme und dem Wasserverbrauch verbundenen Beeinträchtigungen zu begrenzen,
- Für den Bereich der Kältequelle stehen die umgesetzten Konstruktions- und Betriebsvorschriften hinsichtlich der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs sowie der Wärmeabgabe mit den Empfehlungen des BREF ICS (Referenzdokument zur Anwendung der besten verfügbaren Techniken auf industrielle Kühlsysteme – 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 den BVT gleichwertig anzusehen.

### **3.2 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS**

Gemäß Artikel 3.3.6 der Umweltentscheidung „führt der Betreiber regelmäßig eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt durch, die sich auf die Anlage und ihre Umgebung bezieht und in einem angemessenen Verhältnis zur Tätigkeit 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 wird 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 der Kernkraftwerksanlage 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 chemischer, physikalisch-chemischer und biologischer Parameter, die im Zeitraum 2008–2017 an 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 reihen 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 m<sup>3</sup>/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 thermischen Regimes 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 erfasst werden (Temperatur, Leitfähigkeit, pH-Wert und gelöster Sauerstoff), und andererseits Parameter, die punktuell überwacht werden (7 jährliche Messkampagnen). Die Wärmeeinleitung führt zu leicht niedrigeren Konzentrationen an gelöstem Sauerstoff stromabwärts, die jedoch stets den Bedürfnissen der Fischfauna entsprechen. Was die Gesamtheit der durch punktuelle 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 wirbellosen Makroorganismen 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 faunistische Reservoirs, 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 beim ursprünglichen Referenzzustand (oder Nullpunkt) vor der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks ermittelt wurden, mit denen, die bei der Durchführung der letzten zehnjährigen Bilanz gewonnen wurden. 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 zurückzuführen;
- in der terrestrischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin stammt die künstliche Radioaktivität hauptsächlich aus den Restwerten des atmosphärischen Niederschlags von <sup>137</sup>Cs, 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  
Der atmosphärische Fallout aus den Atomtests in der Atmosphäre und der 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 dem Einfluss 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 in der Vergangenheit im Haut-Rhône ansässig war. Die in der aquatischen Umwelt beobachteten Markierungen<sup>13</sup> haben nur eine vernachlässigbare Auswirkung. Die hydroökologische Überwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks Tricastin zeigt keine auf den Betrieb des Kraftwerks zurückzuführende abnormale Veränderung des Zustands der Gewässer.

<sup>13</sup> 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, 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 ihrerseits 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 ZUSTANDES DER UMWELT IM KKW (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 <sup>O14</sup> (was einer Aufschüttungsdicke von 0,5 bis 3,5 m über dem natürlichen Gelände entspricht) und der Bau einer geotechnischen Umfriedung um die Leistungsreaktoren. Diese Umhüllung schränkt den Grundwasseraustausch zwischen dem Inneren und dem Äußeren der Umhüllung stark ein.
- Seit ihrer Inbetriebnahme wird das Kernkraftwerk Tricastin einer qualitativen und quantitativen Überwachung des vor Ort vorhandenen Grundwassers unterzogen. Diese Überwachung wurde im Betriebszeit im Laufe der Jahre weiterentwickelt, um den baulichen Maßnahmen und den sich ändernden gesetzlichen Anforderungen gerecht zu werden. 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: Reparatur des Abwassersammelnetzes,
  - eine Überschreitung des Untersuchungsgrenzwerts für Ammonium, woraufhin eine Kartierung des Grundwasserzustands des Kernkraftwerks anhand verschiedener Parameter sowie zum Grundwasser durchgeführt wurden. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen werden derzeit ausgewertet,
  - erhöhte pH-Werte, die durch die Beschaffenheit der Aufschüttungen erklärt werden, die einer Bodenbehandlung durch Zementinjektionen unterzogen wurden,
  - Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Phosphate, die sowohl auf einen regionalen Trend (beobachtet oberhalb des Kernkraftwerks) als auch auf die Markierung im Zusammenhang mit den Nitraten, wie zuvor erwähnt.

<sup>14</sup> NGF O: Allgemeine orthometrische Nivellierung Frankreichs (Lallemand-System).

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. Sie 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 Rahmen 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 gaben:

- Der Bereich der Ölmühle und des Transformators neben dem Gebäude der Allgemeinen Hilfsdienste (BAG) wies Anomalien bei Kohlenwasserstoffen auf, darunter polyzyklische aromatische Kohlenwasserstoffe (PAK), in Verbindung mit Phenolen und Chlorphenolen an mehreren Bohrstellen und in unterschiedlichen Tiefen. Zwischen September 2021 und September 2022 wurde eine ergänzende Erkundungskampagne durchgeführt, die die Durchführung von 8 Bohrungen umfasste, von denen zwei mit Piezometern ausgestattet waren. Die Ergebnisse dieser Kampagne ermöglichten es, die beobachteten Überschreitungen der Kohlenwasserstoffwerte einzugrenzen, und zeigten den punktuellen Charakter der Markierungen sowie das Fehlen einer Migration von Kohlenwasserstoffen in das Grundwasser.
- 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 Wartungsarbeiten 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 <sup>ISDI15</sup>-Grenzwert) und scheinen nicht 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 vorliegt.

### **3.4 GRUNDLAGEN FÜR DIE ÜBERPRÜFUNG DER AUSSTOSSGRENZWERTE DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES GENANNTEN STOFFE**

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 Überprüfungsbericht 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 Einleitung 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:

- der Analyse der Erfahrungswerte der tatsächlichen Einleitungen des Kernkraftwerks im Zeitraum 2013–2022 im Vergleich zu den geltenden gesetzlichen Grenzwerten,
- die Ermittlung etwaiger betrieblicher Erfordernisse für den Reaktorbetrieb.

Anhand dieser beiden Aspekte lässt sich gegebenenfalls feststellen, bei welchen Stoffen die Einleitungsgrenzwerte nicht mit den Anforderungen für den Reaktorbetrieb vereinbar sind.

<sup>15</sup> ISDI-Grenzwert: Annahmeschwelle für eine Lagerstätte für Inertabfälle.

Die Anwendung dieser Methode auf das Kernkraftwerk Tricastin zeigt, dass die Grenzwerte für die Freisetzung der 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 ZUSAMMENFASSUNG DER DURCHGEFÜHRTEN STUDIEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDE STUDIEN UND VORAUSSICHTLICHER 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 Untersuchungen, legt der Betreiber in Abständen, die von der Behörde für nukleare Sicherheit festgelegt werden, eine Bilanz der durchgeführten Untersuchungen, einen Überblick über die noch durchzuführenden Untersuchungen sowie den vorläufigen Zeitplan für die Neuverpackung der Abfälle vor. Diese Informationen sind zudem im Überprüfungsbericht enthalten.“*

Die Auslegungsgrundsätze für die Aufbereitungsketten (CENTRACO) und die Lagerung (ANDRA) radioaktiver 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-Lagerstätten).

Die Einhaltung dieser Anforderungen stellt eine zentrale Herausforderung dar, die sowohl von den Abfallerzeugern als auch von den Betreibern der Behandlungs- und Lagerungsanlagen gemeinsam bewältigt werden muss. Das Kernkraftwerk Tricastin setzt diese Anforderungen durch technische und organisatorische Maßnahmen bei der Herstellung der Versandbehälter um, wobei die wichtigsten Phasen folgende sind:

- r Abfallsammlung an den Produktionsstätten,
- die Verpackung der Abfälle in von den Behandlungs- und Lagerungsbranchen zertifizierten Verpackungen,
- die Kontrolle der in den Behältern enthaltenen Stoffe,
- den Versand der Pakete an ein geeignetes Behandlungs- oder Lagerzentrum. Mit all diesen Phasen des Abfallmanagementprozesses sind verbunden:
  - Sensibilisierung der Beteiligten, um die Einhaltung der Anforderungen der Branchen zu gewährleisten,
  - die Durchführung der technischen Kontrolle,
  - die Überwachung der Herstellung der Versandbehälter.

Im Jahr 2015 wurde eine Arbeitsgruppe „Verpackungsqualität“ zwischen der ANDRA und den drei größten Erzeugern radioaktiver Abfälle, EDF, AREVA<sup>16</sup> und CEA, eingerichtet, um Verbesserungspotenziale im Management radioaktiver Abfälle zu identifizieren und Verbesserungsansätze zu erarbeiten, die die Konformität der Verpackungen gewährleisten sollen.

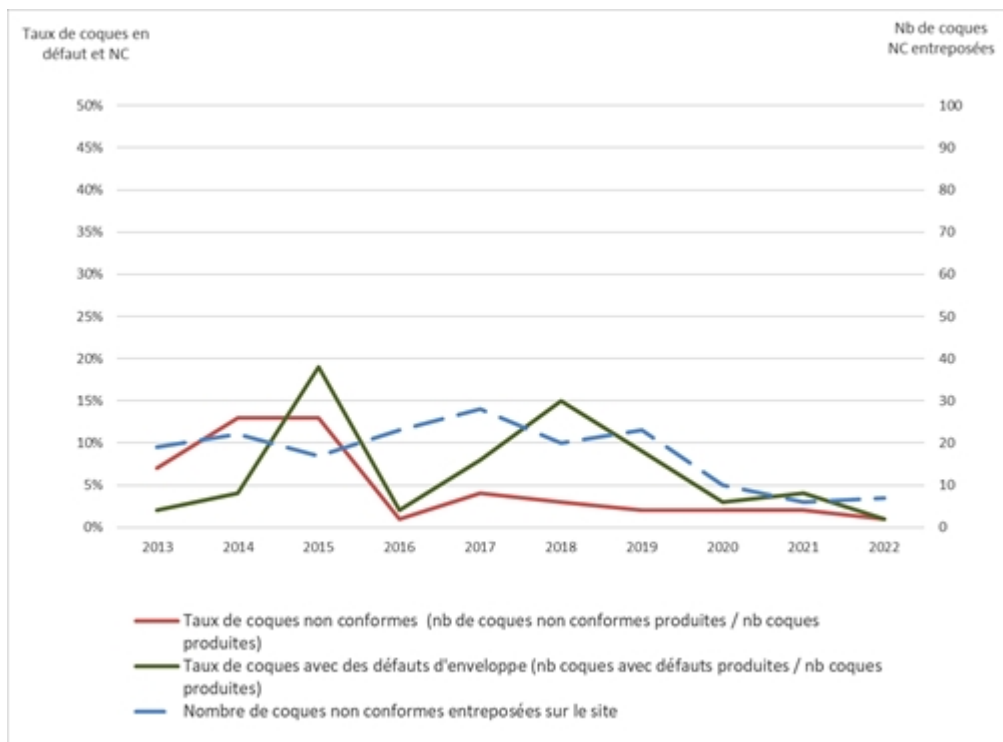
Diese Organisation zielt darauf ab, ein Maß an Kontrolle zu gewährleisten, das den Herausforderungen angemessen ist, wie sie durch die potenziellen Auswirkungen und Risiken im Zusammenhang mit möglichen Nichtkonformitäten oder Qualitätsmängeln bei Transportbehältern definiert sind.

Besondere Aufmerksamkeit gilt dabei den Behältern mit Betonhülle, die im Mehrbarrierenkonzept des Endlagers Centre de Stockage de l'Aube (CSA) eine Einschlussfunktion erfüllen und wesentlich zu dessen radiologischem Bestand beitragen.

---

<sup>16</sup> Heute ORANO.

Abbildung 26 zeigt die Entwicklung der Qualität der Betonhüllen-Verpackungen des Kernkraftwerks Tricastin im Zeitraum 2013–2022.



**Abbildung 26 – Entwicklung der Qualität der im Zeitraum 2013–2022 produzierten Abfallbehälter**

Der Anteil der von einer Nichtkonformität betroffenen Hüllen hat sich im Laufe des Zeitraums deutlich verbessert und ist von durchschnittlich 10 % im Zeitraum [2013–2015] auf durchschnittlich 2 % im Zeitraum [2016–2022] gesunken. Ebenso ist die Anzahl der gelagerten nicht konformen Schalen deutlich zurückgegangen, da sie bis 2019 bei etwa 22 Schalen lag und seitdem auf unter 10 Einheiten gesunken ist.

Eine Verschlechterung des Anteils der Schalen mit Mantelfehlern ist punktuell in den Jahren 2015 und 2018 festzustellen. Mit Ausnahme dieser beiden Jahre blieb sie unter 4 %, was die Wirksamkeit der durchgeführten Verbesserungsmaßnahmen (Sensibilisierung des Partners, Überwachungsmaßnahmen in den verschiedenen Phasen der Hüllkonstruktion, Schulung zum Thema „Verschließen“ usw.) und insbesondere eine gute Beherrschung der Verschleißvorgänge belegt.

Darüber hinaus wird auch die Qualität der in verderblichen Behältern verpackten Abfälle mit geringer und sehr geringer Radioaktivität überwacht, obwohl diese keine Sicherheitsrisiken darstellen (geringer radiologischer Bestand, keine erforderlichen Einschließungseigenschaften). Denn wiederholte Qualitätsmängel können dazu führen, dass die Abfallentsorgungs- und -lagerungsbetriebe die Annahme der Abfälle aussetzen.

Dieser Faktor kann erhebliche industrielle Einschränkungen (Risiko der Überlastung der Lagerkapazitäten) oder sogar regulatorische Einschränkungen (Risiko der Überschreitung der Grenzwerte für gelagerte Abfallmengen) für den Standort nach sich ziehen.

Was die restriktiven Maßnahmen seitens der Aufbereitungs- und Lagerungsbetriebe betrifft, so war das Kernkraftwerk Tricastin Gegenstand folgender Maßnahmen:

- einer lokalen Aussetzung 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.

Die Kontrolle der Qualität der Gebinde trägt insbesondere dazu bei, sicherzustellen, dass diese an die Verarbeitungs- und Lagerstrecken weitergeleitet werden können, insbesondere wenn eine Rücknahme von Abfällen, die nach Modalitäten verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Strecken unvereinbar sind, nicht in Betracht kommt.

Es ist daher zu unterscheiden:

- einerseits Abfälle, die in vergänglichen Behältern verpackt sind, ohne vorherige Fixierung, und die zurückgenommen werden können, wenn eine Unvereinbarkeit des Versandstücks mit den der Entsorgungsanlagen festgestellt wird (z. B.: Kunststofffass mit kurzlebigen, schwach radioaktiven technischen Abfällen, die bei CENTRACO verbrannt werden; Metallbehälter mit kurzlebigen, schwach oder mittlerradioaktiven technischen Abfällen, die in das CSA injiziert werden),
- andererseits Abfälle, die in dauerhaften Behältern verpackt sind, sowie Abfälle, die in vergänglichen Behältern verpackt sind und zuvor stillgelegt wurden, die vor der Abfuhr stillgelegt wurden und die im Falle einer Nichtübereinstimmung des Versandstücks mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege nicht zurückgenommen werden können.

Bei den erstgenannten ist die Nichtübereinstimmung der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege somit reversibel. Mögliche Einschränkungen im Zusammenhang mit ihrer Umverpackung (Prüfung der Übernahme durch den Entsorgungsweg, Verfügbarkeit der Anlagen, Vorbehandlung, ergänzende Charakterisierung usw.) erklären jedoch, warum Verpackungen dieser Art in den Anlagen vorhanden sind.

Für die zweite Gruppe hat EDF ein Metallbehälter-Verpackungstyp (Zulassung 7BN) entwickelt und von der ANDRA genehmigen lassen, mit dem die meisten Abfallverpackungen, deren Konditionierung eine Abfuhr im Ist-Zustand nicht zulässt, für die Lagerung akzeptabel gemacht werden können.

Die Mengen an Abfällen, die nach Modalitäten verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungsketten unvereinbar sind und weiterhin im Kernkraftwerk Tricastin gelagert werden, sind daher begrenzt, insbesondere im Hinblick auf die Mengen an Abfallgebinden, die in diesem Zeitraum produziert wurden.

Die Angaben zu den durchgeführten Untersuchungen, zum Stand der noch durchzuführenden Untersuchungen und zum voraussichtlichen Zeitplan für die Umverpackung von Abfällen, die nach Modalitäten verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege unvereinbar sind, werden für jede Abfallart in folgenden Tabellen dargelegt:

- Tabelle 5 und Tabelle 6 für Abfälle, die in langlebigen Behältern konditioniert sind, sowie für Abfälle, die in vergänglichen Behältern mit vorheriger Immobilisierung konditioniert sind (Tabelle 6 führt die Elemente für jeden Betonbehälter im Einzelnen auf),
- Tabelle 7 für Abfälle, die in vergänglichen Behältern ohne vorherige Fixierung konditioniert sind.

Zu beachten ist, dass in diesen Tabellen auch die Ende 2022 im CNPE gelagerten Gebinde aufgeführt sind:

- die Abweichungen von den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege aufweisen, jedoch nicht systematisch eine Umverpackung erfordern,
- die keine Abweichungen von den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege aufweisen, aber aufgrund ihrer Aktivität ( $DeD^{17}$  in 3 m Entfernung vom blanken Abfall > 10 mSv/h) einen radioaktiven Abbau erfordern, um in IP2-Paketen transportiert werden zu können.

Abfallart	Genehmigung oder Abnahme des Entsorgungswegs	Anzahl der Pakete, die nicht den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette entsprechen (die Ende 2022 noch im Kernkraftwerk verbleiben)	Gesamtzahl der hergestellten Behälter (verschlossene Behälter) [2013–2022]	Für die Verpackung erforderliche Untersuchungen		
				Durchgeführt	Noch durchzuführen	Zeitplan für die Umverpackung
Verdampferkonzentrate (FMA-VC)	10 I	4	562	Siehe Details in der folgenden Tabelle		
Wasserfilter und Prozessabfälle (MA-VC)	11 AT	17	506	Siehe Details in der folgenden Tabelle		
Harze (MA-VC)	11 BX	0	281			
Schlämme (FMA-VC)	10 BB	1	37	Siehe Details in der folgenden Tabelle		
Nicht konforme, wiederaufbereitete Rumpfe	7 BN	0	22			

**Tabelle 5 – In langlebigen und verderblichen Behältern verpackte Abfälle mit vorheriger Stilllegung**

Paketnummer	Genehmigung	Abfallart	Für die Aufbereitung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan für die Aufbereitung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
3172282	10 I	Konzentrat	Fehlerbeschreibung: Äquivalentdosisleistung über 2 mSv/h	Nicht zutreffend (Abklingen Abklingen)	Nicht zutreffend Behälter am 31.10.2023 im Ist-Zustand versandt
3191186	10 I	Konzentrat	Fehlerbeschreibung: Blockierung entspricht nicht der Prozessbeschreibung	Nicht zutreffend	Nicht zutreffend Gehäuse am 23.02.2023 im Ist-Zustand versandt
3210434	10 I	Konzentrat	Fehlerbeschreibung: Paket nicht konform aufgrund eines Defekts an der Verpackung Antrag auf Kostenübernahme (Ref. D453423018309)	Entfällt	Nicht zutreffend Gehäuse am 29.06.2023 im Ist-Zustand versandt
3210651	10 I	Konzentrat	Fehlerbeschreibung: Paket nicht konform aufgrund eines Defekts an der Verpackung Antrag auf Kostenübernahme (Ref. D453423018309)	Entfällt	Nicht zutreffend Gehäuse am 29.06.2023 im Ist-Zustand versandt
3200515	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Paket mit einer äquivalenten Dosisleistung von mehr als 2 mSv/h und Rückmeldung des Filters Antrag auf Kostenübernahme für die Wiederaufbereitung 7BN.	Entfällt	Nicht zutreffend Neu verpacktes Paket versandt am 27.11.2023

<sup>17</sup> Äquivalente Dosisleistung

Nummer des Versandstücks		Art der Genehmigung	Für die Verpackung erforderliche Untersuchungen	Vorläufiger Zeitplan	
			Abfall Durchgeführt	Noch durchzuführen	Neuverpackung
3120234	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das für den IP2-Transport zerlegt werden muss Antrag auf Übernahme zur Wiederaufbereitung 7BN.	Entfällt (Warten auf den Radioaktivitätsabbau)	Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 2025
3151633	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das eine Reduzierung erfordert, um die Kriterien IP2-Transport	Nicht zutreffend (Warten auf Abbau)	Voraussichtlicher Termin für die Stilllegung: 2024
3181598	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Behälter, der für IP2-Transporte eine Abklingung erfordert + Äquivalentdosisleistung über 2 mSv/h Beantragung und Erteilung der Übernahme durch ANDRA in Behälter 7BN (21.03.2023)	Entfällt	Nicht zutreffend Überholtes Gehäuse versandt am 27.11.2023
3190478	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das für den Transport nach IP2-Standard zerlegt werden muss	Nicht zutreffend (Warten auf Rückbau)	Voraussichtlicher Zeitpunkt der Stilllegung: 2026
3200508	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das für den Transport nach IP2 entlastet werden muss	Nicht zutreffend (Warten auf Abbau)	Gehäuse am 11.01.2024 im Ist-Zustand versandt
3200512	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse muss für IP2-Transporte verkleinert werden	Nicht zutreffend (Warten auf Abbau)	Voraussichtlicher Entsorgungstermin: 2026
3200531	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Behälter, der für IP2-Transporte eine Abklingung erfordert + Äquivalentdosisleistung über 2 mSv/h Beantragung und Erhalt der Übereinkommenvereinbarung durch ANDRA für Behälter 7BN (27.11.2023)	Entfällt	Nicht zutreffend Behälter am 27.11.2023 im Ist-Zustand versandt
3201628	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das für den Transport nach IP2 abgeflacht werden muss	Nicht zutreffend	Nicht zutreffend Gehäuse am 18.01.2024 im Ist-Zustand versandt
3210610	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das für den Transport nach IP2 abklingen muss + Maximale äquivalente Dosisleistung über 2 mSv/h	Nicht zutreffend (Warten auf den Radioaktivitätsabbau)	Voraussichtlicher Termin für die Räumung: 2025
3210840	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Behälter, der für IP2-Transporte eine Abklingung erfordert + Dosisäquivalentfluss größer als 2 mSv/h	Nicht zutreffend (Warten auf den Zerfall)	Voraussichtlicher Termin für die Räumung: 2025
3211356	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das für IP2-Transporte einen Abbau erfordert	Nicht zutreffend	Nicht zutreffend Gehäuse am 30.03.2023 im Ist-Zustand versandt
3211811	11 AT	Technologisch er Abfall	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das für den Transport nach IP2 verkleinert werden muss	Nicht zutreffend	Nicht zutreffend Gehäuse am 31.10.2023 im Ist-Zustand versandt
3211815	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das für den Transport nach IP2 zerlegt werden muss	Nicht zutreffend	Nicht zutreffend Gehäuse am 31.10.2023 im Ist-Zustand versandt

Paketnummer	Genehmigung	Abfallart	Für die Verpackung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan für die Neuverpackung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
3211816	11 AT	Technologische Abfälle	Fehlerbeschreibung: Äquivalentdosisleistung über 2 mSv/h	Nicht zutreffend	Nicht zutreffend Gehäuse am 25.05.2023 im Ist-Zustand versandt
3211992	11 AT	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung: Gehäuse, das für den Transport nach IP2 abklingen muss + Äquivalentdosisleistung über 2 mSv/h	Nicht zutreffend	Nicht zutreffend Gehäuse am 11.01.2024 im Ist-Zustand versandt
3212013	11 AT	Technologische Abfälle	Fehlerbeschreibung: Maximale Äquivalentdosisleistung über 2 mSv/h	Nicht zutreffend (Warten auf Abklingen)	Voraussichtlicher Entsorgungstermin: 2024
3161842	10 BB	Schlamm	Fehlerbeschreibung: Nicht konformes Paket aufgrund eines Defekts an der Verpackung  Beantragung und Erhalt der Übernahmevereinbarung durch die ANDRA zur Umverpackung 7BN (D453420025142)	Nicht zutreffend (in Erwartung der Überarbeitung der nationalen Genehmigung)	Voraussichtlicher Termin für den Abtransport nach der Umverpackung: 2026

**Tabelle 6 – Einzelheiten zu den noch durchzuführenden Untersuchungen und vorläufiger Zeitplan für eine eventuelle Umverpackung der in langlebigen Behältern gelagerten Abfälle, deren Aufbewahrungsbedingungen nicht mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege vereinbar sind**

Abfallart	Genehmigung oder Annahme durch die Entsorgungsstelle	Anzahl der mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette unvereinbaren Gebinde	Gesamtzahl der produzierten Gebinde [2013–2022]	Für die Verpackung erforderliche Studien		Zeitplan für die Neuverpackung
				Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Metallabfälle aus der Schmelze (FA-VC)	SOC004	0	52			
Verbrennbare feste Abfälle in Fässern (FA-VC)	SOCINC	0	29536			
Harze in Fässern (FA-VC)	SOCREI	106	419	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Fehlerbeschreibung: Menge pro Fass &gt; maximal zulässige Menge</li> <li>- Erteilung einer Ausnahmegenehmigung (DTD 17-2548-01)</li> <li>- Versand von 10 „Test“-Fässern zur Abnahme</li> </ul>	Nicht zutreffend (Warten auf Transporttermine seitens Centraco)	Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 2030.
Lösungsmittel/Öle in Fässern (TFA oder FA-VC)	SOCHUP	0	49			
Öl in Tanks (TFA oder FA-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 [2013–2022]	Für die Verpackung erforderliche Untersuchungen		Zeitplan für die Neuverpackung
				Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Technologische Abfälle (FA-VC)	1 A	90	6215	– Fehlerbeschreibung: Menge an verzinktem Stahl > in der Spezifikation vorgesehene Höchstmenge.	Abfallentsorgung (Demontage der Filter und Sortierung)	Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 2030
Wasserfilter (FMA-VC)	1 P	0	249			
Anionische und kationische Harze (TFA)	APG-A	0	128			
Kationische Harze (TFA)	APG-CM	0	131			
Aktivkohle in loser Form (TFA)	CHVR01	0	12			
Schuhe mit Stahlkappen (TFA)	CHAUSS-AX	0	16			
Microtherm-Pulver (TFA)	TRI002	0	56			
Metallabfälle (TFA)	FNPAY, FN1AY oder FN2AY	0	884			
Bauschutt (TFA)	GRA-AX	0	441			
Jodfallen (TFA)	PI01	0	50			
Metallabfälle (TFA)	PS900	0	0			
Spezifische verbrennbare Abfälle (FA-VC)	SOC002	0	9			
Leuchtstoffröhren (TFA)	TBFLU	0	3			
Metallabfälle (FA-VC)	1401-METAL	0	23			
Verbrennbare feste Abfälle (FA-VC)	1401-DSI	0	113			

Tabelle 7 – In vergänglichen Behältern verpackte Abfälle, ohne vorherige Fixierung

### **3.6 ELEMENTE ZUR ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER PERMANENTEN RADIOAKTIVITÄTSKONTROLLE ODER DER DOPPELUNG DER MESSKETTEN**

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 Volumenaktivität 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 nicht radioaktiven flüssigen Abfällen, die kontinuierlich abgeleitet werden, 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 Angaben 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 Prüfungsbericht 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 SCHALLEMISSIONEN DES KERNKRAFTWERKS**

Artikel 4.4.5 Absatz I der Umweltentscheidung besagt: „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 werden so festgelegt, dass die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte<sup>18</sup> in den Gebieten, in denen diese geregelt sind (ZER), beurteilt werden kann. So werden Umgebungslärmmessungen<sup>19</sup> in den Wohngebieten durchgeführt, die den Lärmemissionen des Kernkraftwerks 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 Restlärm<sup>20</sup> 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.

<sup>18</sup> Lärmemission: arithmetische Differenz zwischen Umgebungslärm und Restlärm. Sie wird in dBA angegeben.

<sup>19</sup> Umgebungslärm: Der in der Umgebung gemessene Gesamtlärm. Er umfasst alle Quellen in der Umgebung, einschließlich der industriellen Lärmquellen der Anlage. Er wird in dBA angegeben.

<sup>20</sup> 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 Umgebungslärm, die Punkte „Res X“ (Res 1 bis 5 in Grün) den Messstellen für Restlärm und die Zahlen „1“ bis „4“ in Rot 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 kontinuierlich über die gesamte Dauer der Messkampagne 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 etwa 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 Messungen zu sortieren, um 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 am 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)	In ZER gemessener Umgebungslärmpegel (dBA)	In ZER gemessener Restlärmpegel (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 Lärmgrenzwerte bei Tag und bei Nacht 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 FAZIT ZUM THEMA 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 begrenzen.

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 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 Abfallbinde 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. 4 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	333
1.1	ZIEL	333
1.2	ERFÜLLUNG DES ZIELS	333
1.2.1	ORGANISATION VON EDF ZUR BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG	333
1.2.1.1	Prozess zur Bewältigung der Alterung der SSC	334
1.2.1.2	Instandhaltungsprozess	337
1.2.1.3	Prozess zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen	338
1.2.2	SICHERSTELLUNG DER FUNKTIONSFÄHIGKEIT DER GERÄTE NACH 40 JAHRE	339
1.2.2.1	Nachweis, dass nicht ersetzbare Materialien ihre Funktion auch nach 40 Jahren noch erfüllen	339
1.2.2.2	Nachweis der Funktionsfähigkeit von austauschbaren Materialien nach 40 Jahren oder Durchführung entweder ihres Austauschs oder ihrer Sanierung	341
1.2.2.3	Zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP)	345
1.2.3	VORGEHENSWEISE BEI DER BEHANDLUNG DER VERALTUNG VON MATERIALIEN UND ERSATZTEILEN	345
1.3	SCHLUSSFOLGERUNG	350

# **1 BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG**

Der Prozess „Beherrschung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC)“ wurde im Rahmen der Vorbereitung der 4. Reaktorüberholung der 900-MW-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 der Anlagen, die wichtigsten Erkenntnisse und die laufenden Programme sowie die Unterlagen vorzustellen, die erstellt wurden, um die Ziele im Zusammenhang mit der Bewältigung der Alterung und dem Umgang mit der Veralterung im Rahmen des 4. RP 900 zu erreichen.

## **1.1 ZIEL**

Allgemein besteht das Industrieprogramm von EDF für den Betrieb der Blöcke über die 4. Reaktorplanungsphase hinaus hinsichtlich der Alterung und Veralterung von Komponenten darin,

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Komponenten nach 40 Jahren noch funktionsfähig sind (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:

- dem Prozess zur Bewältigung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC), der ab der 3. Reaktorgeneration systematisch umgesetzt und in der 4. Reaktorgeneration fortgesetzt wird,
- den Prozess der Inspektion und Wartung während des Betriebs,
- 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  
,
- die spezifischen Dossiers für nicht austauschbare Komponenten, den Reaktorbehälter (Dossier zum Kernbereich) und den Sicherheitsbehälter (Inspektionsberichte, Programm und Bericht zur  
) ,
- die Unterlagen, aus denen hervorgeht, dass die Eignung der Ausrüstung für Unfallsituationen (MQCA) über die 4. Wiederholungsprüfung hinaus gemäß dem schrittweisen Qualifizierungsverfahren aufrechterhalten wurde,

- die Dokumente zur Inspektion im Betrieb und zur Instandhaltung, 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 im VD (PIC) ([siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2](#)),
- die Unterlagen zur außerordentlichen Instandhaltung der Ausrüstung.
  - die Unterlagen zur Behandlung der Veralterung von Komponenten,
  - und schließlich das Programm zur Wissensverbesserung sowie das begleitende F&E-Programm.

### 1.2.1.1 Prozess zur Beherrschung der Alterung von SSC

Es wird eine systematische Methodik angewendet, um sicherzustellen, dass Alterungsphänomene während des betrachteten Zeitraums nicht zu Schwierigkeiten bei der Erfüllung einer Sicherheitsfunktion führen können. Diese Methode entspricht den internationalen Best Practices und steht im Einklang mit dem von der IAEO in ihrem Sicherheitsleitfaden Nr. NS-G-2.12 „Ageing Management for 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, Steuerbündeln 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 SSC/Alterungsmechanismus-Paar ist Gegenstand einer Analyse, die in einem FAV (Alterungsanalyseblatt) festgehalten wird, dessen Ziel es ist, den Grad der Alterungsbeherrschung im Hinblick auf die geltenden Betriebs- und Wartungsvorschriften 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: Zur Bewertung der Alterungsbeherrschung sind weitere Untersuchungen erforderlich (vorläufiger Status),
- Status 2: Für die betreffende Komponente ist ein ausführliches Dossier (Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb, 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:

- den Fortschritt der Folgemaßnahmen zu den FAV der Status 1 und 2,
- die Entwicklung der Wartungsrichtlinien (Wartungsgrundsätze und -programme, generelle Ausnahmeregelungen),
- die Analyse der Ereignisse aus den Betriebserfahrungsberichten des Kraftwerks, die Ergebnisse des PIC, die Bestandsaufnahmen und Sachverständigengutachten,
- die internationalen Erfahrungswerte, insbesondere von EPRI, WANO oder aus bilateralen Kontakten mit ausländischen Betreibern,
- die Erweiterung des Wissens unter Berücksichtigung des Fortschritts der unterstützenden F&E-Maßnahmen, unter Einbeziehung der Beiträge internationaler Kooperationen im Bereich der Alterungsbewältigung (EPRI, IAEA, OECD)<sup>21</sup>,
- die Erfahrungen 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.

Das DAPE für Bauteile analysiert detailliert die Beherrschung der Alterungsrisiken des Bauteils oder der Struktur, um deren Betriebsfähigkeit zu begründen. Es 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 5 Jahre aktualisiert, um die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zu nutzen und die Referenzdokumente jeder neuen VD zu integrieren, wobei eine Toleranz von einem Jahr vorgesehen ist, um das Datum ihrer Überarbeitung an den Zeitplan der VD anzupassen.

Derzeit gibt es 12 DAPE-Komponenten für die 900-MWe-Generation:

- Reaktorbehälter,
- innere Behälterausrüstung,
- Dampferzeuger,
- Primärrohrleitungen,
- Druckhalter,
- Primärpumpenaggregat (GMPP),
- Hilfsrohrleitungen des Hauptprimärkreislaufs (CPP),
- Stromkabel,
- Stromdurchführungen,
- Steuerung,
- Sicherheitsbehälter,
- Bauwerke.

---

<sup>21</sup> Der internationale Austausch ermöglicht es, von den Erfahrungen älterer Reaktorblöcke als den französischen zu profitieren. Zu nennen sind hier insbesondere das IAEA-Programm IGALL („*International Generic Ageing Lessons Learned*“) und die Zusammenarbeit mit dem EPRI, insbesondere in den Bereichen unterirdische Rohrleitungen und elektrische Kabel.

### ❖ **Lokaler Prozess pro Reaktorblock**

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 Reaktorblocks hält das CNPE im DAPE des Reaktorblocks die Umsetzung der nationalen Methodik fest, die auf den FAV und den DAPE der einzelnen Komponenten basiert. Es ergänzt die allgemeine Analyse bei Bedarf durch lokale Analysen für Ausrüstungen und/oder Mechanismen, die nicht durch nationale FAV abgedeckt sind.

Der DAPE des Reaktorblocks stellt die lokalen Maßnahmen des Programms zur Alterungsbewältigung dar, das erstellt wurde, um den Nachweis der Eignung für die weitere Betriebsführung des betreffenden Reaktorblocks bis zur nächsten VD und unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen zu vervollständigen.

Der DAPE für den Reaktorblock wird nach der 4. VD aktualisiert, um:

- die Bilanz der während der VD durchgeführten Kontrollen, Inspektionen, Änderungen und Erneuerungen, 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 hat EDF ein Modell im Maßstab 1:3 entwickelt, 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:

- seiner Fähigkeit, die Identifizierung 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 Vertiefung des Verständnisses der Alterungsmechanismen durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die Analyse internationaler Erfahrungswerte sowie die Berücksichtigung wie IGALL, die Nutzung des „Parc-Effekts“ (technische Rückmeldungen der Kernkraftwerke, Austausch bewährter Verfahren)
- Es handelt sich um einen dynamischen Prozess, der alle betroffenen EDF-Einheiten einbezieht, auch im Hinblick auf deren Fachwissen. Dadurch gewährleistet der Prozess zur Bewältigung der Alterung eine gute Fähigkeit, Alterungsphänomene im Kraftwerkspark vorausschauend zu erkennen,
- erfüllt der Prozess 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 Wartung,
- außerordentliche Instandhaltung.

#### ❖ **Laufende Wartung**

Zu Beginn des Betriebs der Kernkraftwerke basierten die Programme zur vorbeugenden Instandhaltung im Wesentlichen auf den Erfahrungen der Hersteller und dem Betrieb von thermischen Kraftwerken mit Verbrennungsmotoren.

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 weiterentwickelt, 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 Referenzmaterialien (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 aus verschiedenen Projekten oder Aufträgen.

#### ❖ **Außerordentliche Instandhaltung**

Um den Betrieb der Blöcke der CPY-Generation nach 40 Jahren fortzusetzen, wurden die Instandhaltungsstrategien für die Anlagen bei Bedarf durch umfangreichere außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen ergänzt. Diese Maßnahmen sind für den Zeitraum vom 3. bis zum 4. Betriebsjahr und sogar darüber hinaus geplant, wobei ein entschieden 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 Entwicklungs- und Fertigungszeiten,
- erhebliche Auswirkungen auf die für die Durchführung der Arbeiten erforderlichen Stillstandszeiten.

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 Ermittlung kritischer Fertigungsprozesse für die Elastomerkomponenten, aus denen die für Unfallbedingungen qualifizierten Geräte bestehen,
- die vorausschauende Betrachtung nach großen Materialbereichen.

Die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft und der Nachhaltigkeit umfasst drei verschiedene Konzepte, die die vorstehende Analyse ergänzen:

- die Nachhaltigkeit der Ersatzteilerfertigung,
- die Nachhaltigkeit der Fachkompetenzen und des Fachpersonals,
- die Nachhaltigkeit der Kompetenzen im Bereich der Konstruktionstechnik.

Die Behandlung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen ist in die Prozesse der DPN integriert. So werden die Veralterung der Ausrüstung und die von den verschiedenen Akteuren ausgegebenen Warnmeldungen vom Betreiber auf nationaler Ebene durch die UTO verfolgt.

Die Priorisierung der Maßnahmen zur Bewältigung der Veralterung orientiert sich hauptsächlich an den Richtlinien für die Lagerhaltung von Ausrüstung 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. RP hinaus zu berücksichtigen.

### **1.2.2 Sicherung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstung nach 40 Jahren**

Das Ziel, die Funktionsfähigkeit der Ausrüstung im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung langfristig zu sichern, unterscheidet zwei Fälle:

- nicht austauschbare Ausrüstungen,
- ersetzbare Ausrüstungen.

#### **1.2.2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht ersetzbarer Ausrüstungen nach 40 Jahren**

##### **❖ Der Behälter**

Die beiden sensiblen Bereiche des Behälterkörpers, die einem Alterungsprozess 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 den 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; die Sicherheitsbehälter sind statisch ausgelegt.

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 eventuelle internen Quellreaktionen wie die Alkali-Zuschlagstoff-Reaktion oder die interne Sulfatreaktion, Phänomene mit langsamer Kinetik,
- die Korrosion von passivem Stahl (Bewehrung), begünstigt durch Karbonatisierung bei Kontakt mit atmosphärischem  $\text{CO}_2$  oder durch das Eindringen von Chloriden in Meeresumgebungen,
- die Korrosion der vertikalen Vorspannkabel, insbesondere bei unvollständiger Füllung der Hüllen mit Zementmörtel während der Bauarbeiten,
- die Korrosion der Metallhaut.

Der mechanische Leistungszustand der Sicherheitsbehälter wird durch Überwachungssysteme kontinuierlich 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 „Bauwerkskonstruktionen – Risiken der inneren Betonausdehnung“.

Die Umsetzung des oben genannten Alterungsüberwachungsprozesses lässt folgende Schlussfolgerungen zu:

- Die langfristige Aufrechterhaltung der mechanischen Leistungsfähigkeit der Spannbetonkonstruktionen ist gewährleistet, sofern die Korrosionsprozesse an den Bewehrungen und den Vorspannkabeln durch eine geeignete 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 Isolierelemente der Durchführungen, von denen diejenigen, die am stärksten zu Leckagen beitragen, in der <sup>3</sup>. VD mit den besten verfügbaren Armaturentechnologien verbessert wurden. Eine eventuelle Leckage an der Metallhülle wäre reparabel. Derzeit laufen Entwicklungen in Zusammenarbeit mit dem EPRI, um die Fähigkeit zur Lokalisierung der 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 ihre Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren auf ihrer regelmäßigen Überwachung oder ihrem Austausch/ihrer Sanierung im Rahmen der verschiedenen angewandten Instandhaltungsstrategien. Die nachstehende Tabelle enthält eine Zusammenfassung der Elemente, anhand derer die Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren beurteilt werden kann, sowie die zugehörige Dokumentation.

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
<b>Behälterinnenteile</b>	Regelmäßige Überwachung (automatisierte zerstörungsfreie Prüfungen und ETV) sowie außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen an Komponenten mit nachgewiesenen Schäden
<b>MCG (Cluster-Steuerungsmechanismen) und Thermoelement-Säulen</b>	Vorbeugender Austausch der MCG (hauptsächlich der G1-Gruppen) auf der Grundlage eines Kriteriums hinsichtlich der Anzahl der durchgeführten Schritte
<b>Dampferzeuger</b>	Regelmäßige ZfP-Überwachung der Rohrbündelrohre und Verschluss der Rohrplatten Überwachung der Bereiche des Druckbehälters Wartungsstrategie bezüglich Verstopfung und Verschmutzung des Sekundärkreislaufs der Dampferzeuger Außerordentliche Wartung durch RGV und chemische Reinigung
<b>Dampferzeuger-Ventile</b>	ZfP-Überwachung der Dichtflächen und angepasste Wartung (Einlaufen, Bearbeitung)
<b>Dampfabsperrventil</b>	Regelmäßige Inspektion Austausch der Steuerstangen aus martensitischem Stahl

Material	Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren
<b>SEBIM-Ventile</b>	<p>Regelmäßige Inspektion der Ventile mit Überprüfung der Einstellung</p> <p>Systematische Überprüfung und Austausch der Schaltschränke alle 10 Jahre</p>
<b>Gussteile</b>	<p>Die Wartungsstrategie, die im Wesentlichen auf allgemeinen Untersuchungen von Rohrbögen und Mantelfehlern basiert, sieht die Weiterverwendung der Rohrbögen nach 40 Jahren vor, sofern mehrere begleitende Maßnahmen ergriffen werden:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Die empfindlichsten Rohrbögen, die an die Hauptleitungen angrenzen, werden bei den Hauptleitungsinspektionen ausgetauscht</li> <li>- Die kritischen Stellen an den anderen empfindlichen Rohrbögen werden regelmäßig einer zerstörungsfreien Prüfung unterzogen, um sicherzustellen, dass keine Veränderungen auftreten</li> <li>- Die übrigen kritischen Bauteile werden einer individuellen Überwachung der thermischen Alterung mittels zerstörungsfreier Verfahren unterzogen, um sicherzustellen, dass keine abnormalen Veränderungen ihrer Eigenschaften auftreten</li> <li>- Bestimmte repräsentative, ausgebaute Komponenten und Materialproben von in Betrieb befindlichen Rohrbögen werden einer Begutachtung unterzogen</li> </ul>
<b>Inconel-Bereiche</b>	ZF-Überwachung bestimmter Komponenten am Behälter und an den GV
<b>Druckhalter</b>	<p>ZfP-Überwachung der Bereiche des Druckbehälters Austausch von Heizstäben, falls erforderlich</p>
<b>Mischzonen</b>	
<b>Sekundärkreis (CSP)</b>	<p>Angepasste periodische ZF-Prüfung</p> <p>Systematischer Austausch der ARE-Bögen vor dem Hauptbehälter und der VVP-Bögen hinter dem Hauptbehälter bei den Hauptbehälterinspektionen</p>
<b>GMPP</b>	<p>Programm zur Überwachung der Alterung der Spiralen (Formteil) Programm zur Begutachtung der thermischen Barrieren im Rahmen eines rotierenden Prüfzyklus</p> <p>ZF-Prüfung der Spiralgehäuse-/Diffusor-Schweißnähte, mit einer Ausweitung der Anzahl der untersuchten Pumpen ab der 4. VD</p>

Material	Betrieb nach 40 Jahren
	Überwachung der Hydrauliksysteme durch ein Inspektionsprogramm, das bei jeder planmäßigen Demontage durchgeführt wird (Austausch durch Noria) Außerplanmäßige Wartung durch Austausch der Motorstatoren
<b>Reservepumpen (und Ähnliches)</b>	Regelmäßige umfassende Inspektionen
<b>Nukleare Hilfswärmetauscher</b>	<p>ZfP-Überwachung der Rohre bestimmter Wärmetauscher und Wartung durch Verschließen</p> <p>Kontinuierliche Überwachung der Strahlungsaktivität des RRI (KRT-Kette) und des Füllstands der PTR-Wanne</p> <p>Überwachung der Wandung der Kalander aus Schwarzstahl durch Dickenmessung</p> <p>Regelmäßige Inspektionen und Neuklassifizierungen gemäß ESPN</p> <p>Vorbeugender Austausch der REN-HT- und APG-Wärmetauscher</p> <p>Überwachung der Plattenwärmetauscher durch regelmäßige elektrische Prüfungen sowie chemische oder mechanische Reinigung, Instandsetzung oder Austausch der Platten mittels Noria</p>
<b>Drehbrücke BR und BK-Brücken</b>	<p>Angepasste Überwachung durch vorschriftsmäßige regelmäßige Inspektionen (Heben) und vollständige Begehungen</p> <p>Modernisierungen im Bereich Steuerung und Steuerung</p>
<b>Selbsthemmende Vorrichtungen</b>	<p>Überwachung durch regelmäßige Inspektionen der DAB und auf dem Prüfstand nach Entnahme</p> <p>Außerordentliche Wartung durch Austausch oder Instandsetzung ausgebaute DAB</p>
<b>Hochspannungsmotoren</b>	<p>Zustandsabhängige Wartung und regelmäßige Inspektion</p> <p>Austausch eines Teils der RCV- und RRI-Motoren</p>

<b>Ausrüstung</b>	<b>Betrieb nach 40 Jahren</b>
<b>Notstromaggregate</b>	<p>Regelmäßige Wartung der Aggregate und Werksüberholung der Dieselmotoren nach etwa 25 Jahren</p> <p>Regelmäßige Überwachung der Generatorkerne (Inspektion und elektrische Messungen)</p> <p>Vorbeugende Wartung der TAC und planmäßiger Austausch im Zusammenhang mit der Veralterung der wichtigsten Baugruppen</p>
<b>Schalttafeln</b>	<p>Prüfung der ortsfesten Teile anhand von Referenzgeräten und regelmäßige Überprüfung der beweglichen Teile</p>
<b>Steuerung und Instrumentierung</b>	<p>Zustandsabhängige Wartung als Ergänzung zur EP und vorbeugende Wartung an bestimmten Geräten</p> <p>Diagnose im Anschluss an die OVCC mit geplanten Austauschen/Sanierungen empfindlicher Komponenten</p>
<b>Kabel und elektrische Durchführungen</b>	<p>Überwachung von Niederspannungskabeln durch Sichtprüfung und von Hochspannungskabeln durch Stichproben mit speziellen Geräten; punktueller Austausch bei Kabeln, die rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt sind.</p>
<b>Tiefbauwerke</b>	<p>Angepasste vorbeugende Instandhaltung</p> <p>Überwachung von unterschiedlichen Setzungen durch lokale Programme</p> <p>Geplante außerordentliche Instandhaltung an schnell verschleißenden und großflächigen Bauwerksteilen</p>
<b>Pumpstation</b>	<p>Angepasste regelmäßige Überwachung</p> <p>Sanierungsprogramm für Filtertrommeln</p>
<b>Unterirdische Rohrleitungen</b>	<p>Spezielles Programm zur Bewertung der Betriebsfähigkeit von Rohrleitungen nach 40 Jahren auf der Grundlage von Risikoanalysen und gezielten Inspektionen als Ergänzung zu den routinemäßigen Inspektionen</p>

### 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 Gammagraphie,
- die aktive Industriebeobachtung, um Entwicklungen und vorindustrielle Tests von Verfahren anzustoßen, die den Anforderungen des Anlagenparks in Bereichen entsprechen, in denen die Leistung nicht den Zielen entspricht oder 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 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Die auf der CPY-Ebene durchgeführten Studien wurden vom Kernkraftwerk Tricastin angepasst, um eine Entscheidung über die Beherrschung der Alterung der Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) von Block 4 zu treffen.

So haben sich die Teams des Kernkraftwerks die auf allgemeiner Ebene durchgeführten Studien zu eigen gemacht und gegebenenfalls die Besonderheiten im Zusammenhang mit den SSC von Block 4 identifiziert.

Auf dieser Grundlage wurde der Index 0 des Dossiers zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE) 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 führt zu den nachstehend dargelegten Schlussfolgerungen, wobei zwischen den SSC, die hinsichtlich der Alterungsbeherrschung als besonders sensibel gelten, und den übrigen SSC unterschieden wird.

Die Analyse berücksichtigt den Index 1 des DAPE (Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation) von Block 4, der sechs Monate nach der Abweichung des Blocks an die ASN übermittelt wurde.

Der Index 1 des DAPE für Block 4 umfasst:

- die Erkenntnisse aus den Ergebnissen der Inspektionen und Wartungsarbeiten einerseits zu den SSC, die Gegenstand eines generischen DAPE (oder eines DAPE-Komponenten) sind, und andererseits zu den SSC, die Gegenstand eines Alterungsanalyseblatts (FAV) sind,
- Die Berücksichtigung der Betriebserfahrungen zur Alterung: Analyse der neuen FAV oder der FAV, deren Status sich seit der Erstellung des DAPE-Index 0 für Block 4 nach oben entwickelt hat.

### Bilanz des Zustands des Blocks

Die nachstehende Tabelle fasst die Ergebnisse der Auswirkungen der Aktivitäten der VD4 auf die Alterungsanalyse zusammen. Die Inspektionen sowie die Kontrollen und Wartungsmaßnahmen, die während der VD4-Abschaltung an den verschiedenen SSC durchgeführt wurden, die Gegenstand eines FAV oder eines generischen DAPE sind, haben keine Anomalien ergeben, 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.

Die Bilanz der in VD4 umgesetzten Änderungen sowie die Bilanz der Konformitätsprüfung ECOT VD4 900, die bereits an verschiedenen Stellen dieses Dokuments erwähnt wurden, werden im weiteren Verlauf dieses Kapitels nicht behandelt.

<b>Strukturen, Systeme und Komponenten</b>	<b>DAPE ind 1</b>
<b>Reaktorbehälter</b>	<p>Die im Rahmen der vollständigen Neuklassifizierung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durchgeführte Hydraulikprüfung ist zufriedenstellend.</p> <p>Die an der VD4 durchgeführten Kontrollen vervollständigen den Nachweis der Eignung für die Fortsetzung des Betriebs von Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere die bei den Kontrollen durchgeführten Analysen und Auswertungen:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- die Ultraschallprüfung der Rundnähte der Behälterringe (MIS-Prüfung),</li> <li>- die Ultraschall- und TV-Prüfung der Schweißnähte der M-Halterungen,</li> <li>- die umfassende TV-Prüfung der Innenauskleidung des Reaktorbehälters,</li> <li>- Ultraschallprüfungen an der Leckagestoppleitung an der inneren Behälterdichtung im Rahmen der DT358,</li> <li>- Ultraschallprüfung der Boden-Durchführungen (Tankinnenseite) und TV-Inspektion der Boden-Durchführungen (Tankaußenseite),</li> <li>- Ultraschallprüfung zur Fehlersuche unter der Beschichtung: gängige Bereiche der Stützen H1 und H2 sowie an den Rundungen der Stützen G und H,</li> <li>- Röntgenprüfung der Schweißnähte der Behälterrohre.</li> </ul>
<b>Behälterinnenraum</b>	<p>Die Bilanz der Inspektionen und Wartungsarbeiten, die während der VD4 an den Behälterinnenausstattungen durchgeführt wurden, vervollständigt den Nachweis der Betriebsfähigkeit von Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5), insbesondere:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Verpressung der drei Befestigungsschrauben des Brennelementführungsrohrs G09,</li> <li>- Fernrohrprüfung der EIS und EII (PBMP).</li> </ul>

Strukturen, Systeme und Komponenten	DAPE ind 1
<p><b>Primärrohrleitungen</b></p>	<p>Die im Rahmen der vollständigen Requalifizierung des CPP durchgeführte Primärhydraulikprüfung ist zufriedenstellend.</p> <p>Diese Prüfung sowie die während der VD4 an den Primärrohrleitungen durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten vervollständigen den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 4 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5), insbesondere:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Die Prüfung der Formbögen (Bögen 35D, 35A, 36D und 36E),</li> <li>- Röntgen-, Ultraschall- und Sichtprüfungen der Schweißnähte (Rund- und Längsschweißnähte, Stutzen- und Verbindungsschweißnähte),</li> <li>- Röntgenprüfung der Expansionsleitung des Druckhalters,</li> <li>- Prüfung des Spiels der Anti-Schwenk-Vorrichtungen (DAB) an den großen Primärkomponenten (TUY 103).</li> </ul>
<p><b>Hilfsrohrleitungen des CPP</b></p>	<p>Die Bilanz der Prüfungen und Wartungsarbeiten, die während der VD4 an den Hilfsrohrleitungen des CPP durchgeführt wurden, vervollständigt den Nachweis der Betriebsfähigkeit von Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5), insbesondere:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Eindring-, Röntgen- und Ultraschallprüfungen an den Leitungen RCV, RIS und RRA,</li> <li>- Prüfungen der Schweißnaht M5 an 4RCP038TY (Sicherheitsinjektion im Kaltkanal) mit einem neuen qualifizierten Verfahren,</li> <li>- den Austausch des Bogenstücks an der Leitung 4RIS020TY (Sicherheitsinjektion im Kaltkanal) im Anschluss an die Ultraschallprüfungen,</li> <li>- Ultraschallprüfung an den Abschnitten 4RCP037/040/043/047TY (RRA-Saugleitungen) (DP397),</li> <li>- Ultraschallprüfung am Leckageauffangrohr an der Dichtung Nr. 1 des Behälterdeckels (DT358).</li> </ul>
<p><b>Druckhalter</b></p>	<p>Die Bilanz der am Druckhalter während der VD4 durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten vervollständigt den Nachweis der Betriebsfähigkeit von Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5), insbesondere:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Die im Rahmen des vorbeugenden Wartungsprogramms durchgeführten zerstörungsfreien Prüfungen, darunter Röntgenprüfungen von Kuppel und Mantel sowie Ultraschallprüfungen der Längsnähte des oberen Mantels und der Naht der Schürze am Boden des Druckhalters,</li> <li>- Der vorbeugende Austausch von 43 Heizstäben.</li> </ul>

Strukturen, Systeme und Komponenten	DAPE ind 1
<b>GV</b>	<p>Die Bilanz der an den Dampferzeugern während der VD4 durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten ergänzt den Nachweis der Eignung für die weitere Inbetriebnahme des Blocks 4 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5), insbesondere:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Der EHP (Primärteil) und der EHS (Sekundärteil),</li> <li>- die SAX-Prüfungen der Rohre (kein Rohr an der VD4 muss verschlossen werden),</li> <li>- Die ETV der Innenbeschichtung der Warm- und Kaltwasserkästen,</li> <li>- Die ETV auf das Vorhandensein von Stopfen im Wasserkasten von GV1/GV2/GV3,</li> <li>- Die Sanierung der DAB von GV1 und GV2 (Wartungsstrategie),</li> <li>- Die ETV der Rohrplatte,</li> <li>- Die ETVs an den Zwischenbündeln,</li> <li>- Die verstärkte Zündung auf der Sekundärseite,</li> <li>- Die Durchführung einer vorbeugenden Reinigung von Dampferzeugern (NPGV),</li> <li>- die Sichtprüfung der Zykclone des Dampferzeugers,</li> <li>- die Überprüfung der Lamellenkanäle der Distanzplatten am GV Nr. 2.</li> </ul>
<b>GMPP</b>	<p>Die Bilanz der an den GMPP während der VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten vervollständigt den Nachweis der Betriebsfähigkeit von Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5), insbesondere:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Sichtprüfung der Schweißnähte der RRI- und RCV-Anschlüsse an der thermischen Barriere,</li> <li>- die Prüfung der Schweißnaht des Diffusors an der Spirale der GMPP 3.</li> </ul>
<b>Sicherheitsbehälter</b>	<p>Die Sicherheitsbehälterprüfung fand vom 16.05.2024 bis zum 19.05.2024 statt. Sie ergab keine Funktionsstörungen und bestätigt das insgesamt einwandfreie Verhalten der Anlage. Sie belegt die Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 4 von Tricastin für den zehnjährigen Zeitraum nach VD4 (VD4 – VD5).</p>
<b>Tiefbau</b>	<p>Die Bilanz der an den Bauwerkskonstruktionen durchgeführten PBMP-Prüfungen vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 4 von Tricastin für den zehnjährigen Zeitraum nach VD4 (VD4 – VD5).</p>
<b>Leittechnik</b>	<p>Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten an der Steuerung und Steuerung ergänzt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb von Block 4 in Tricastin für den Zehnjahreszeitraum nach der VD4 (VD4 – VD5).</p>

<b>Strukturen, Systeme und Komponenten</b>	<b>DAPE ind 1</b>
<b>Stromkabel K1</b>	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten an den elektrischen Kabeln vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 4 von Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5). Die elektrischen Prüfungen, darunter die im Zusammenhang mit dem Austausch der Transformatoren oder im Anschluss an die vorgeschriebenen elektrischen Prüfungen der Schaltanlagen durchgeführten Tangenten-Delta-Tests, lassen kein Risiko einer Verschlechterung erkennen.
<b>Elektrische Durchführungen</b>	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten an den elektrischen Durchführungen vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 4 von Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5).
<b>Mechanische und elektromechanische Anlagen</b>	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten an den mechanischen und elektromechanischen Anlagen vervollständigt den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks 4 von Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5).
<b>Armaturen</b>	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten an den Armaturen vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 4 von Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5), insbesondere die Eindringprüfung der Innenseiten der Armaturen.
<b>Elektrische Anlagen und Instrumentierung</b>	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten an den elektrischen Anlagen und der Instrumentierung vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 4 von Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5).
<b>Standortbauwerke</b>	Die Bilanz der Prüfungen an den Anlagen auf dem Gelände vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 4 von Tricastin für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5).

### 1.3 **SCHLUSSFOLGERUNG**

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung der Anlagen wurde bereits lange vor der technischen Sicherheitsüberprüfung (TTS) des 3. RP 900 (2009) eingeleitet. Er stützt sich auf Studien, die ursprünglich für den Zeitraum vom 3. VD 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): Bei diesen 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 4 von Tricastin durchgeführten Kontrollmaßnahmen und Wartungsarbeiten ermöglicht die Bestätigung des lokalen Programms zur Alterungsbeherrschung (PLMV) für diesen Block und für den auf den VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (bis zum 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 Alterungsbeherrschung der SSC, die sich auf die Sicherheit der Anlagen auswirken, nachzuweisen. Es stützt sich auf:

- die Schlussfolgerungen der nach jeder VD nacheinander erstellten DAPE für den Reaktorblock, in denen die im folgenden Zehnjahreszeitraum durchzuführenden Maßnahmen festgelegt werden,
- Maßnahmen im Anschluss an nationale oder lokale Erfahrungsauswertungen, die außerhalb der VD stattfinden,
- Sonderwartungsprogramme, die aus der mehrjährigen Planung des Standorts (nach der VD) hervorgehen.

Durch diesen Ansatz zur Analyse der Beherrschung der Alterung der sicherheitsrelevanten Komponenten des Blocks 4 von Tricastin wurden zusätzliche Instandhaltungs- und Kontrollmaßnahmen identifiziert. Diese Maßnahmen tragen dazu bei, die Eignung für die Fortsetzung des Betriebs des Blocks für den auf VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4 – VD5) nachzuweisen. Einige dieser Maßnahmen wurden bereits vor Ablauf der VD-Stilllegung durchgeführt.

Es sei auch darauf hingewiesen, dass dieses PLMV-Programm auf der Grundlage der verfügbaren Studien und Daten erstellt wurde und sich daher infolge der Einbeziehung neuer Betriebserfahrungsdaten weiterentwickeln wird.

Zusammenfassend bestätigen die Ergebnisse der während der VD4 durchgeführten Tests, Inspektionen und Wartungsarbeiten den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 4 von Tricastin für den Zehnjahreszeitraum VD4 – VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen.

## **ABSCHNITT 2: KONTROLLE DER QUALIFIZIERUNG DER MQCA**

## **ZUSAMMENFASSUNG**

2	BEIBEHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG VON QUALIFIZIERTEM MATERIAL UNTER UNFALLBEDINGUNGEN	353
2.1	VORGEHENSWEISE ZUR BEANTRAGUNG DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-ZULASSUNG	353
2.2	DETAILLIERTE BESCHREIBUNG DES VORGEHENS ZUR AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIKATION	355
2.2.1	MECHANISCHE AUSRÜSTUNG	355
2.2.2	ELEKTRISCHE AUSRÜSTUNG	356
2.3	SCHLUSSFOLGERUNG	363

## **2 ERHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG VON QUALIFIZIERTEM MATERIAL UNTER UNFALLBEDINGUNGEN**

### **Allgemeiner Teil: Zwischenstufe**

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:
  - der Ermittlung der Qualifikationsanforderungen,
  - die Durchführung eines Qualifizierungsprogramms auf der Grundlage allgemeiner Spezifikationen,
  - die Umsetzung der erforderlichen Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Qualifizierung während der Herstellung, der Montage und des Betriebs der Ausrüstung.
- die Erstellung einer Dokumentation, die die Qualifizierung dieser Geräte 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 Qualifizierung für verschlechterte Umgebungsbedingungen,
- Anforderung an die Dichtheit,
- besondere Anforderungen: Bruch von Hochdruckrohrleitungen, belastetes Wasser.

Diese Anforderungen werden in physikalische Beanspruchungen unterteilt, die in den für die Ausrüstung einzuhaltenden Spezifikationen angegeben sind. Der Einfachheit halber wird der Ausrüstung oft ein zusammenfassendes Profil dieser physikalischen Beanspruchungen zugeordnet: Profile K1, K2 oder K3.

Die Qualifizierung der Ausrüstung für Unfallsituationen erfolgte unter der Annahme einer Lebensdauer von 40 Jahren. Diese Annahme wurde herangezogen, 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 Ausrüstung zu verlängern,
- entweder weil diese Annahme zur Lebensdauer der Ausrüstung aufgrund einer schnelleren Alterungskinetik oder einer im Betrieb rauerer Umgebung als bei der ursprünglichen Qualifizierung berücksichtigt wurden, aufgrund von Erfahrungswerten, die neue Alterungsmechanismen aufzeigen, oder aufgrund einer Weiterentwicklung der wissenschaftlichen 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 Betrieb im Rahmen von regelmäßigen Prüfungen, Kontrollen oder Gutachten. Diese Parameter müssen es ermöglichen, Veränderungen an der Ausrüstung zu erkennen, die die Erfüllung der geforderten Aufgabe im Falle eines Unfalls oder bei seismischer Belastung beeinträchtigen könnten. Dabei kann es sich also handeln um:
  - um regelmäßige Messungen an der Anlage (Methode 3a), beispielsweise Messgenauigkeit, Ansprechzeit oder elektrische Messungen wie den Isolationswiderstand,
  - einer Begutachtung der Ausrüstung (Methode 3b), um deren Zustand vor Ort zu erfassen.
- Methode 4: Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen auf die Ausrüstung. Zur Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen kommen zwei Methoden in Betracht:
  - Änderung der Umgebungsbedingungen (Methode 4a). Dabei geht es beispielsweise darum, einen Raum zu klimatisieren, um die durchschnittliche Raumtemperatur zu senken und so die Lebensdauer der dort installierten Geräte zu verlängern,
  - Schutz oder Verlegung einer Anlage (Methode 4b). Dies umfasst beispielsweise den Schutz einer Anlage durch eine Abschirmung vor Strahlung aus einem Hotspot, um die kumulierte Strahlungs-dosis über ihre Lebensdauer zu reduzieren, oder die Verlegung der Anlage 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 überzähligen Bauteil (oder Prüfkörper) (Methode 5a),
  - an einem vor Ort entnommenen Bauteil (Probenprüfung), vorzugsweise wenn dessen Ausgangszustand und die auf ihn einwirkenden Belastungen bekannt sind (Methode 5b),
  - an einem neuen Material (Methode 5c).
- Methode 6: Austausch (Methode 6a) oder Sanierung (Methode 6b) als vorbeugende Maßnahme der gesamten oder eines Teils der Anlage, entweder durch identische oder durch weniger alterungsempfindlichen Komponenten.

## **2.2 ANWENDUNG DES ANSATZES ZUR NACHHALTIGKEIT DER MQCA-QUALIFIZIERUNG**

### **2.2.1 Mechanische Geräte**

Bei mechanischen Bauteilen 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 für mechanische Ausrüstungen zum Abschluss kommen. 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 zu beachten, dass im Anschluss an die Anweisung der Arbeitsgruppe „DDF-Leitlinien“ (Betriebsdauer) vom 19. Januar 2012 ein ergänzendes Programm für die Begutachtung mechanischer MQCA (Pumpen und Armaturen) eingeführt wurde. Dieses Begutachtungsprogramm zielt darauf ab, das Wissen über Alterungsmechanismen, wie sie in den FAV beschrieben sind, 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 der schrittweise Qualifizierungsprozess zwei Phasen:

- Eine strategische Phase zur Auswahl der Methode. Sie endet mit der Erstellung der Strategie-Notiz zur schrittweisen Qualifizierung (NSQP), die nach Gerätefamilien und Qualifizierungskategorien (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 Ausrüstungen, 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 der jeweiligen Ausrüstungsfamilie beschrieben.

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 dieses analytische Vorgehen nicht schlüssig, führt EDF einen Ersatz (Methoden 3b oder 5);
- 22 % der von den NSQP genannten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Qualifikation durch direkte Ersetzungen ohne vorherige Analyse oder Prüfung vor (Methoden 6a oder 6b).

Die detaillierte Aufstellung nach Materialtyp ist in der folgenden Tabelle dargestellt:

Materialtyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
<b>Steuerung und Regelung</b>		
Geräte des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN)	Für CPY-Standorte, Modernisierung auf 4-RP 900 (PNPP1838)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Relais des Reaktorschutzsystems (RPR und außerhalb des RPR)	Vorabtests an bestimmten Geräten außerhalb des RPR (sogenannte prospektive Tests), anschließend Tests an vor Ort entnommenen Geräten über den gesamten Umfang	<p>Prospektive Tests: Erweiterung der bereits erlangten Zulassung auf Platinen, Polarisierungs- und Anschlusseinheiten sowie bestimmte Sockel</p> <p>Änderungen aufgrund von Fehlern während der Tests:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Monostabile Relais TEC1804, TEC 1808 und bistabile Relais Siemens V23003 (PNPE1215)</li> <li>- Weiterentwicklung der RPR-Funktion (PNPP1871)</li> <li>- Änderungen in der Wartung (DP333): Zeitrelais TEC MTI CACTA + Dichtung G2</li> </ul> <p>Ergebnisse der übrigen Tests: Erweiterung der erworbenen Qualifikation</p>
Hardware des allgemeinen Regelsystems (KRG – SIP-P und SIP VI)	SIP CPY: 17 Modultypen, die Stichprobenprüfungen unterzogen wurden, und 3 Modultypen, die analog geprüft wurden	<p>Prüfergebnisse: Qualifikationserweiterung erteilt, mit Ausnahme der Materialien, die Gegenstand der nachstehenden Änderungen sind.</p> <p>Änderungen, die aufgrund von Fehlern während der Prüfungen an SIP-Modulen vorgenommen wurden:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Weiterentwicklung des SIP-Systems – P (PNPP1873)</li> <li>- Änderungen in der Wartung (DP333): SIP-Module</li> </ul>
	Schaltzchränke des SIP-Schutzes CPY: Stichprobenprüfung (Methode 5b) zu komplex => Begutachtung (Methode 3b)	Erweiterung der Qualifizierung erteilt
Strahlenschutz-Messzchränke (KRT)	Nicht originale Zählmodule	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Racks, Anschlüsse, interne Verkabelung, entnommene und begutachtete Klemmenblöcke + ergänzende Qualifikationsprüfungen (insbesondere Erdbebensicherheit)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Begutachtung der übrigen Schaltzchränke (mechanische Struktur und elektrische Anschlüsse)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Verbundkabel: Untersuchung der Materialzusammensetzung, Analyse der Betriebserfahrungen, Begutachtungen vor Ort oder im Labor an Proben von vor Ort gealterten Kabeln.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
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 für <sup>den</sup> 4-RP 900. Die Probenahme wurde in Fessenheim durchgeführt, ebenso wie die Tests.
Alarmmanager im Kontrollraum (KSC)	Probenahme und Tests	Erweiterung der Qualifikation erlangt
Ausrüstung des Kontrollraums	Direkter Austausch bestimmter Komponenten: Signalhörner Entnahme von Geräten, die denen auf den Prüfpulten entsprechen (Entnahme der gesamten Pulte nicht möglich)	<p>Testergebnisse: Erweiterung der Qualifikation erteilt, mit Ausnahme der Geräte, die Gegenstand der nachstehenden Änderungen sind.</p> <p>Änderungen, die aufgrund von Fehlern während der Tests bereits in Angriff genommen wurden:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im SDC (PNPE1225)</li> <li>- Austausch der Hupen im SDC (PNRL1831)</li> </ul>
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
<b>Messgeräte</b>		
Temperaturleitungen RIC K1	Kombination verschiedener Methoden: - Fachwissen - Vergleich mit den tatsächlich im Betrieb auftretenden Umgebungsbelastungen	Erweiterung der erworbenen 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 durchgeführt werden müssen.
Platin-Widerstandsthermometer K1	Austausch (DT38 oder BEVAA) Beibehaltung der kürzlich installierten DT108	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
BIBLOC-Druckmessumformer	Prüfung nach Probenahme	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Messumformer vom Typ AMC TE	Nutzung der REX und von Grund auf robuste Hardware-Konstruktion	Erweiterung der erworbenen Qualifikationen
Elektromagnetische Durchflussmesser von Flumag / optiflux	Flumag: Analysen Optiflux: Qualifizierung aus dem Jahr 2007 und seitdem installiert	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
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 erworben
Neutronenkette (CNI, CNS und CNP)	Austausch von Ausrüstung im Rahmen des Vorfalls AFT16.05. Die Änderung PNPP1946 gewährleistet akzeptable Temperaturen für die CNI-Neutronenkette im Falle eines Ausfalls der Zwangsbelüftung des Reaktorkellers.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Strahlenschutzmessketten (KRT) – Hoher Gammafluss	Innenbereich BR: Konzeption der überwiegend metallischen Ketten und regelmäßige Prüfungen => Analyse Außenbereich BR: Sanierung	Erweiterung der Qualifikation erlangt Sanierung der KRT-Kette mit hohem Gammafluss im BR (PNPE1171)
Strahlenschutzmessketten (KRT) – Hochaktivität Auffangbecken 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 Annahmen für eine verschlechterte Umgebung	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Strahlenschutzmessketten (KRT) – Messketten für die Luftzufuhr im Kontrollraum	Direkter Austausch der Ketten	Sanierung der KRT-Kette (PNPP1947)
Weitere KRT-Ketten	Ersetzungen durch die materiellen Änderungen PNPP1442, PNPP1485 – Projekt PIT 3 900 und PNPP1483 – Projekt Obsoleszenz	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Füllstandssensoren Druckmessumformer Hydrostatische Sonde	Aktuelle Qualifizierung ANV Houdec-Füllstandssensoren, 2006 qualifiziert und nach diesem Datum installiert Fuji-Druckmessumformer, 2009 qualifiziert und nach diesem Datum installiert BAUMER-Hydrostatik-Sonde, 2010 qualifiziert und nach diesem Datum installiert	Erweiterung der erworbenen Qualifikation

Art der Ausrüstung	Qualifizierungsverfahren	Fazit
Füllstandssensoren TCEM Thermostate / Manostate GEORGIN / BAUMER	Analyse: positive REX-Ergebnisse (regelmäßige Prüfungen und Kontrollen) und Vergleich der Erstqualifizierung mit den tatsächlichen Betriebsbedingungen	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Durchflusswächter HOUDEC CCB 311	Begutachtung der vor Ort entnommenen Geräte	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Endschalter Petercem	Prüfungen nach Probenahmen vor Ort	Erweiterung der durch Versuche erlangten Qualifizierung bis zum 5-Reaktorzyklus für alle Arten von Endschaltern, mit Ausnahme derjenigen am Standort Tricastin. Die Qualifizierung der Endschalter in Tricastin bleibt bis zum 5-Reaktorzyklus gültig, da sie nicht werkseitig am Standort installiert wurden.
<b>Anschlüsse – Verbindungen / Koaxialkabel</b>		
Koaxialverbindungen RPN K1 und K2	Mineralische Verlängerungskabel CNI K1 von RCCN und mineralische Verbindungsstücke CNS K2 von PHOTONIS: Austausch vor Erreichen der 40-jährigen Betriebsdauer durch triaxiale Verbindungen von RCCN (PNPP1842)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Mineralische Verbindungsstücke CNP K2 von PHOTONIS: Analyse der Beschaffenheit der Bestandteile (metallisch und mineralisch) und der Reparaturmöglichkeit der Außenhülle	Erweiterung der Qualifizierung erteilt
	Organische Verlängerungen K2: Nutzung der Ergebnisse aus den F&E-Studien zur Lebensdauer, die an den IEG-Kabeln der CPY-Stufe durchgeführt wurden, in Verbindung mit Fachwissen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Anschlussmaterialien, qualifiziert nach K1 und K2 (und abdeckend für K3)	Probenahme und Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Elastimold-Steckverbinder, die in den HTA-RRA-Motoren verbaut sind	Ersatz: Fortsetzung von AnP94/001	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
<b>Armaturenantriebe</b>		
Stellantriebe	Austausch der K1-Servomotoren vor den 4-VD die im Rahmen der Austauschkampagne im Zusammenhang mit dem Fall AI001.001 nicht ausgetauscht wurden	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Geräte K2, K3: Tests nach Probenahmen	Prüfergebnisse: Qualifikationserweiterung erteilt, mit Ausnahme der auf DEL installierten Honeywell-Modelle, für die ein Austausch erfolgt (PNPE1243 und PNRL1849)
Magnetventile	Die Typen MB und MT wurden durch eine Hardware-Modifikation ersetzt, die im Rahmen der 3- VD (PNRL1035) eingeführt wurde	Erweiterte Qualifizierung erteilt
	Tests nach Probenahmen laufen derzeit an den Magnetventilen vom Typ V301 (K1/K2) und den Magnetventilern vom Typ MT/M2T (K2).	Laufende Prüfungen Testergebnisse: Erweiterung der Zulassung für einen Teil der Modelle erteilt Notwendigkeit des Austauschs der Modelle MT/M2T K2/K3 nach 40 Jahren (Frist nach der <sup>4</sup> regelmäßigen Überprüfung), zu prüfen im Rahmen der 5- RP 900 (da nicht vor Ort hergestellt)
<b>HTA- und BT-Antriebe</b>		
Hochspannungsmotoren	Nachweis durch Analyse. Renovierte RRI- und RCV-Motoren	Erweiterung der erworbenen Qualifikation

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Schlussfolgerung
Niederspannungsmotoren	Entnahme und Prüfung einer Auswahl repräsentativer, vor Ort installierter Motoren	Bei bestimmten Modellen noch nicht erlangte Zulassungserweiterung. Laufende Änderung: PNRL1845: Austausch von Niederspannungsmotoren
<b>Stromverteilung</b>		
Hochspannungsschaltanlagen (LHi/LGi – 6,6-kV-Verteilung mit und ohne Notstromversorgung)	Bereits ausgetauschte Komponenten	Testergebnisse: Qualifikationserweiterung für bestimmte Komponenten nicht erteilt.
	Durchführung von Prüfungen und/oder Gutachten an vor Ort entnommenen ortsfesten und beweglichen Teilen	Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen in der Wartung (DP333): Austausch von MGK-Sicherungen, Anbringen von Befestigungen, spezielle Kontrollen
	Schutzkette: Probenahme und Prüfungen	Prüfergebnisse: Für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen wurde die Qualifizierung nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen in der Wartung (DP333): Austausch der zeitgesteuerten Schutzrelais ICE-TT7111
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 der Stromversorgungsschaltanlagen spätestens am 4 RP 900 (DP333)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Restliche Schaltanlagen an den CPY-Standorten: Prüfungen und/oder Gutachten zu vor Ort entnommenen Materialien	Testergebnisse: Keine Erweiterung der Qualifikation für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Tests: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch der 125-V-Gleichstrom-Leistungsschalter (KB2 und Securex sowie der OKFC-Selbsthaltrelais)
Niederspannungsschaltanlagen	Prüfungen und/oder Begutachtungen an vor Ort entnommenen Materialien	Testergebnisse: Für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen wurde die Qualifizierung nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Tests: Änderungen in der Wartung (DP333): Austausch von Schützschubfächern
	Schutzrelais: Probenahme und Prüfungen	Qualifikationserweiterung erteilt
HS-/NS-Transformatoren (CPY)	Austausch der 630-kVA-HS-/NS-Transformatoren an CPY (PNPE1044)	Austausch der 630-kVA-HS-/NS-Transformatoren auf CPY (PNPE1044)
<b>Verteilerkästen und -schränke</b>		
IAAR-Schaltanlagen	Prüfungen und Begutachtungen der vor Ort entnommenen empfindlichen Bauteile	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Hilfsschränke für Dieselgeneratoren	Hardware-Änderung am 4RP 900 (PNPE1122) implementiert um die Entnahme von Material für Tests und Begutachtungen oder den Austausch (Erregungsschütze) zu ermöglichen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation durch den Austausch, in Erwartung der Testergebnisse der aus TRI1 entnommenen Materialien Änderungen bei der Wartung (DP333): Austausch des Spannungsreglers und der DDAE-Platine
Hilfsschränke der Notstromturbogeneratoren (LLS)	Installiert nach der Inbetriebnahme der 900-MWe-Blöcke (ab 1984).	Erweiterung der Qualifizierung eingeleitet, nicht synchronisiert mit der 4VD, behandelt im Fall PNPE1148.
ASG-Überdrehzahlschutzschränke	Entnahmen/Ersetzungen gemäß der materiellen Änderung (PNPE1258 Band J) des Entwurfs des 4RP 900	Erweiterung der durch den Austausch erlangten Qualifikation, in Erwartung der Prüfergebnisse der aus TRI1 entnommenen Materialien. Um die Erweiterung der Qualifikation angesichts der verspäteten Entnahmen und Prüfungen sicherzustellen, werden die Austausche durchgeführt, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse liefern

Materialtyp	Qualifizierungsmethode	Schlussfolgerung
Sicherheitsbeleuchtung der SdC	Entnahmen/Ersetzungen, die durch die Materialänderung gesteuert werden (PNPE1132)	Erweiterung der Qualifikation durch den Austausch gemäß PNPE1132 Um die Erweiterung der Qualifikation angesichts verspäteter Probenahmen und Prüfungen sicherzustellen, werden Austausche vorgenommen, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse erbringen
Umrichter (Wechselrichter und Gleichrichter)	Sonstige Ausrüstung: Es werden mehrere Methoden der schrittweisen Qualifizierung gleichzeitig angewendet.	Ergebnis der Begutachtungen: Erweiterung der Qualifikation für die Anlagen in Tricastin unter der Voraussetzung, dass die empfindlichen Komponenten ausgetauscht werden. Derzeitige Begutachtung und Tests an bestimmten Komponenten des CPY-Lagers außerhalb von Tricastin. Bereits eingeleitete Änderungen: PNSR9008 9015/16/17/18: Untersuchungen, Inspektionen, Begutachtungen und eventueller Austausch sensibler Komponenten an bestimmten Standorte der CPY-Stufe
Heizelemente und elektrische Begleitheizungen	Zufriedenstellende REX-Ergebnisse und Begutachtungen vor Ort	Ergebnis der Begutachtungen: Verlängerung der Qualifizierung unter der Voraussetzung eines einwandfreien Zustands der Anlagen 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 erworbenen Qualifikation

## Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin

### Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin weist keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

### Bilanz des Zustands des

#### Blocks Änderungen:

- 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 DEG-Kühlbatterien in den Elektroräumen“,
- PNPE1258 Band J „ASG-Überdrehzahlschränke“,
- PNPP1442 „Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Messungen REN/APG“,
- PNPP1483 „Veralterung der KRT-Ketten“,
- PNPP1485 „Austausch der KRT-Ketten VVP / Stickstoff 16“
- PNPP1838 „RPN-Modernisierung: Neue Architektur und Funktionen des RPN (Messung der Kernleistung)“,
- PNPP1842 „Einbau und Montage der dreiachsigen Verlängerungen CNS und CNI des RPN-Systems“,
- PNPP1871 „Weiterentwicklung (Modernisierung, Verdichtung) des RPR-Systems (Reaktorschutzsystem): Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des RPR-Testers, Austausch der Schalter im SdC“,
- PNPP1873 „Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte“,
- PNPP1946 „Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Behälterbrunnens“,
- PNPP1947 „Renovierung der Strahlenschutzmessketten KRT“,
- PNRL1035 „Austausch der Magnetventile K1 MB & MT und der Endschalter“,
- PNRL1831 „Austausch der Hupen im Steuerraum“,
- PNRL1845 „Austausch von Niederspannungsmotoren“,
- PNRL1849 „Aufrechterhaltung der Qualifikation der DVL- und DVC-Register“,

wurden im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1148 „Aufrechterhaltung der Qualifizierung der LLS-Schalt- und Verteilerkästen“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt, die spätestens in Phase B vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1171 „Renovierung der KRT-Kette mit hohem Gamma-Fluss BR“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt.

Die im Rahmen der DP333 spätestens in VD4 durchzuführenden Wartungsänderungen wurden im Block 4 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 ZUR N**

Die Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen ist Gegenstand eines Vorgehens, das auf mehreren Nachweismethoden basiert, die von der Aktenanalyse über Probenahmen für Tests bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses abgestuften und umfassenden Vorgehens führt zu einer erheblichen Anzahl von Arbeiten und ermöglicht es, die Verlängerung der qualifizierten Lebensdauer bis zum 5. Reaktorzyklus zu gewährleisten.

## **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 bewerten und die Einschätzung 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, einschließlich der Erkenntnisse über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften“.

Die Überprüfung betrifft zum einen die Einhaltung der geltenden Vorschriften und zum anderen die Neubewertung der Risiken und die Beurteilung der Nachteile, die die INB für die geschützten Interessen mit sich bringt: Sicherheit, Gesundheit und öffentliche Hygiene oder den Schutz von Natur und 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<sup>4</sup> 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**

Die<sup>4</sup> RP 900 ermöglichte es gemäß ihren ursprünglichen Zielen, die Konformität des Blocks 4 des Kernkraftwerks Tricastin mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Auslegungsreferenzrahmen zu überprüfen und anschließend in diesem Referenzrahmen neue Anforderungen zu berücksichtigen, die weit über die bisherigen Anforderungen hinausgehen. Im Hinblick auf diese neuen Anforderungen hat sich EDF vergewissert, dass die bei der Auslegung vorgesehenen Sicherheitsmargen es der Anlage ermöglichten, 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:

- Im Rahmen des Verfahrens zur Bearbeitung sicherheitsrelevanter Abweichungen konnten alle diese Abweichungen – mit Ausnahme von sieben Konformitätsabweichungen, für die Ausgleichsmaßnahmen getroffen wurden, um deren schädliche Auswirkungen bis zu ihrer Beseitigung zu neutralisieren – vor der im Anschluss an die zehnjährige Inspektion festgestellten Abweichung analysiert und behandelt werden.
- 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 Instandhaltungsreferenzrahmens zu bestätigen;
- Alle Ereignisse, die Gegenstand einer Meldung eines ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala oder eines ESE in Bezug auf den Flüssigkeitseinschluss waren, sind zum Zeitpunkt der Veröffentlichung des RCR vollständig behoben.

Unter Berücksichtigung der im Rahmen des 4. RP 900 getroffenen Maßnahmen erfüllt EDF die Ziele der Sicherheitsüberprüfung für die Reaktoren der CPY-Generation:

- Bei Unfällen ohne Kernschmelze ermöglichen die getroffenen Maßnahmen die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien und die Annäherung an radiologische Folgen, die keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern. Darüber hinaus ermöglichen diese Maßnahmen die Bewältigung der Sicherheits Herausforderungen, 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 Beanspruchungen betrifft, so gewährleisten die getroffenen Maßnahmen die Robustheit der Anlagen bei den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Beanspruchungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen, indem die Anlagen auf das Niveau der fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren gebracht werden. Darüber hinaus konnten 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 Brennelementbeckens 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 Gesamtumwelleistung 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 Abfallbinden betrifft, ist das Kernkraftwerk Tricastin so organisiert, dass die Umverpackung der Abfallbinde 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. 4 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 Ausrüstungen und Strukturen durchgeführt, um deren Eignung für den weiteren Betrieb zu überprüfen.

Das Programm zur Überprüfung der Eignung von mechanischen und elektrischen Anlagen unter Unfallbedingungen (MQCA) hat gezeigt, dass diese Eignung auch über die 4. periodische Überprüfung hinaus erhalten bleibt.

Auf der Grundlage dieser Programme kommt die Überprüfung zu dem Schluss, dass Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin nach 40 Jahren betriebsfähig ist.

Der vorliegende Bericht zeigt, dass die Gesamtheit der Maßnahmen, die im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung des CPY-Blocks umgesetzt wurden – die mit dem 4. zehnjährigen Inspektionsbesuch begann und mit der Umsetzung der Phase B sowie der Phase „Ergänzungen“ fortgesetzt wird, es dem Block 4 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.

<b>Bereits am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzte Änderungen</b>		
<b>Nummer</b>	<b>Bezeichnung</b>	<b>Thema</b>
DP333	Änderungen in der Instandhaltung	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1008	Umbau und Neugestaltung der SGZ-Parks	Angriffe (Explosion)
PNPE1032	Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor interner Überflutung	Beschädigungen (interne Überschwemmung)
PNPE1044	Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1068 Band A	Stromverteilung Kernbereich	Bestimmungen zum Kernbereich
PNPE1069	DVN Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate	Belastungen (Großkühlanlagen)
PNPE1070	Verbesserung der Klimatisierung des DVL MT-BT	Belastungen (Großwärmeanlagen)
PNPE1073	Steuerung und Regelung des bestehenden Kernnetzes	Maßnahmen für den Kernbereich
PNPE1108 Band A	Eindämmung von Abwässern und Abdichtung von Durchführungen	Belastungen (interne Überflutung)
PNPE1109 Band D	Sanierung von Freileitungsmasten – LGR-Teil – Blitzableiter	Störgrößen (Blitzschlag und EMV)
PNPE1117	Schutz vor Überflutung und Bypass an der Pumpstation	Einwirkungen (externe Überschwemmung) Kernanforderungen (Robustheit)
PNPE1118	Seismische Verstärkung des lokalen DVE-Systems „Batterien“	Belastungen (Erdbeben) Maßnahmen zum Kernbereich (Robustheit)
PNPE1121	Bearbeitung der Bypass von der Volumetrischer Schutz in Tricastin	Ereignisse (externe Überflutung)

**Bereits im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzte Änderungen**

<b>Nummer</b>	<b>Titel</b>	<b>Thema</b>
PNPE1122	Aufrechterhaltung der Qualifikation der Schaltschränke der Notstromaggregate	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1131	Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuer-, Regel- und Leistungskabelkanäle	Überprüfung der Systeme
PNPE1132	Austausch der Sicherheitsbeleuchtungsanlagen der SdC	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPE1138	Schutz des Sicherheitsblocks (BDS) vor externen Überschwemmungen	Angriffe Externe Überflutung
PNPE1141	Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1144 Band A	Schutzmaßnahmen für den konventionellen Reaktorblock gegen interne Überflutung	Beeinträchtigungen (interne Überflutung)
PNPE1152	Ersetzung des TAS LLS durch den DUS	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1165	Einbau von PGGV-Schutzgittern am Standort Tricastin	Angriffe (starker Wind)
PNPE1166	Unterstützung des DUS durch den DUS des benachbarten Reaktorblocks	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1167 Band A	Keine Entlastung der REA-Wasserpumpen und bestimmter Heizungen des Druckhalters	Systemüberprüfung
PNPE1167 Band B	Änderung der Verriegelung zwischen RRA und ASG	Überprüfung der Systeme
PNPE1191	Erdbebensicherung der Kabeltrassen	Einwirkungen (Erdbeben)
PNPE1215	Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1216	Verbesserung der Zuverlässigkeit der SEBIM-Ventilsteuerung im Brandfall	Einwirkungen (Brand)
PNPE1225	Ersatz der Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1238	Erhöhung der Erdbebensicherheit von Heizölplanen bei Erdbeben, die das SMS-Nennbeben überschreiten, durch	Belastungen (Erdbeben)

**Änderungen, die bereits am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt wurden**

<b>Nummer</b>	<b>Titel</b>	<b>Thema</b>
	Einbau von Längsanschlügen	
PNPE1243	Austausch der Sicherheitsvorrichtungen an den Ventilen DEL 040 / 048 / 054 VD	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1258 Band J	ASG-ND: Austausch von Schaltkästen	Kernbestimmungen Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1264	Austausch eines Kabels des ETY-Systems	AG-Qualifikation
PNPE1276	Verstärkung des Kiesdamms von Tricastin am SND	Vorschriften für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1279	Einbau eines Bodensiphons zum Schutz vor innerem Hochwasser in einem Raum der Trasse B nach einem Rohrbruch im DEL-Raum (Kaltwassererzeugung für das Elektrikgebäude)	Einwirkungen (interne Überschwemmung) Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1330 Band A	Verhinderung der Explosionsgefahr in den Batterieräumen: Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP)	Eindringen (Explosion)
PNPE1333 Band A	Erdbebensicherung des Kernbereichs des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der Halterungen – DRR (Behördliches Referenzdossier)	Vorschriften für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1342	Ersatz der Faserisolierungen durch Metallisierungen (RMI) am Fuß des Dampferzeugers	Unfälle ohne Schmelze des Kern (Sicherheitsverbesserung der Umwälzung und der BR-Sumpfbecken)
PNPE1344	Redundanz der automatischen Isolierung der PTR-Saugleitung	Brennstoffbecken (PCC EPR)
PNPE1443	Verstärkung eines Trichters im BK	Brennstoffbecken
PNPE1445	Schutz von zwei RRI-Leitungen (Zwischenkühlung) vor dem Öffnen einer Tür infolge einer potenziellen Explosion (und Einbau eines Anti-Peitschen-Rahmens im Inneren des Reaktorgebäudes für die ungeraden Blöcke)	Einwirkungen (Explosion)
PNPE1471	Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an EAS-Totenarmen ND	AG-Qualifizierung

**Änderungen bereits im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt**

<b>Nummer</b>	<b>Titel</b>	<b>Thema</b>
PNPP1092	Brandschutz der Räume für die RCV-Pumpen	Einwirkungen (Brand)
PNPP1196	Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage (ECS 12)	Schäden (Brand)
PNPP1232	Einbau von Sprinkleranlagen in den TEG-Kompressorräumen der CPY-Stufe	Belastungen (Brand)
PNPP1289	Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennstoffbeckens	Maßnahmen für den Kernbereich des Brennelementbeckens
PNPP1371	Zuverlässigkeitsverbesserung der der Isolierung der thermischen Barrieren GMPP	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1401	Verdopplung der statischen Dichtung des BR-Brennstoffbeckens	Brennstoffbecken
PNPP1402	Automatisches Schließen des Ventils PTR 001 VB am NTB-Pool, Deaktivierung	Bestimmungen für den harten Kern Brennstoff-Pool
PNPP1403	Motorisierte Schließung des Ventils PTR 728 VB	Brennstoff-Schwimmbad
PNPP1419	Einbau eines AAR bei Erdbeben	Unfälle ohne Fusion des Kern und Kernbestimmungen
PNPP1442	Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Maßnahmen REN/APG	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1474	Druckmessung an RIS-Akkumulatoren (breiter Bereich)	Brennstoffbecken
PNPP1483	RGM der 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	Maßnahmen für den Kernbereich und Unfälle mit Kernschmelze
PNPP1546	Fortführung der Wasserüberwachung im Hinblick auf das DAO	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1549	Einführung in Sicherung einer Brennelement	Bestimmungen zum Kern Brennstoffbecken

**Bereits im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzte Änderungen**

<b>Nummer</b>	<b>Titel</b>	<b>Thema</b>
PNPP1595	Austausch der SEBIM-Ventilköpfe	Vorgaben für den Kern
PNPP1620	Austausch der erdbebensicheren Abseilgeräte SND	Bestimmungen zum Kernbereich
PNPP1631	Verstärkung der SAS-Sichtfenster BR	AG-Zulassung
PNPP1666	Diesel-Notstromversorgung	Brennstoffbecken Unfälle mit Kernschmelze Vorkehrungen für den harten Kern
PNPP1675	Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform	Angriffe (externe Überflutung) Bestimmungen zum Harten Kern
PNPP1679	Seismische Verstärkung der TOR-Ebenen des Brennstoffbeckens BK	Brennstoffbecken (PCC EPR)
PNPP1688 Band C	Einführung eines „Noyau Dur“-Leitsystems für die neuen Anlagen	Bestimmungen zum Kernsystem
PNPP1709	Austausch Ventile SIERS und Verriegelung manuelle Ventile RPE	Beschädigungen (Explosion)
PNPP1714	Wasserquelle für die Nachspeisung Harter Kern	Unfälle ohne Kernschmelze Einwirkungen (Explosion) Brennstoffbecken Maßnahmen „Harter Kern“
PNPP1780	Automatisierung der Entleerungsventile des BR-Brennstoffbeckens	Bestimmungen für den Kernbereich Brennstoff-Schwimmbecken
PNPP1791	Sanierung der Druckabfall-Sensoren der SEC-Kettenfilter in Tricastin und Installation einer Füllstandsmessung hinter der Filteranlage	Angriffe auf die Kaltwasserquelle
PNPP1811	Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung	Maßnahmen für den Kernbereich
PNPP1838	Digitales RPN	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1842	Einbau und Montage der dreiachsigen Verlängerungen CNS und CNI des RPN-Systems	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen

**Bereits im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzte Änderungen**

<b>Nummer</b>	<b>Titel</b>	<b>Thema</b>
PNPP1864	Wiederbefüllung der ASG-Abdeckung durch JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1870	Verstärkung der Festigkeit der Entlüftungsvorrichtung des U5-Behälters bei einem Erdbeben der Stufe SMHV	Unfälle mit Kernschmelze
PNPP1871	Weiterentwicklung der Funktionen RPR und Tester; Weiterentwicklung des RPR-Testers; Austausch der SdC-Schalter	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1873	Weiterentwicklung des SIP-P	Unfälle ohne Kernschmelze Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPP1898	SND-Robustheit – BR-Polbrücken	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPP1907 außer Band N	PTR bis	Kernbestimmungen Brennstoffbecken
PNPP1926 Teil A	Abschaltung der KRT-Kette bei Erkennung von KHY im Lüftungskanal	Störfälle (Explosion)
PNPP1926 Teil B	Einbau eines Wasserstoffdetektors in den Batterieräumen	Angriffe (Explosion)
PNPP1926 Teil C	Verschärfte WENRA-Anforderungen für die Wasserstoffdetektion	Störfälle (Explosion)
PNPP1943	Isolierung des CRF bei Erdbeben jenseits der Referenzwerte	Einwirkungen (externe Überschwemmung und Erdbeben) Kernanordnungen (Robustheit)
PNPP1946	Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Behälterbrunnens	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1947	KRT-Sanierung	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPP1949	Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physischen Trennung der beiden PTR-Leitungen	Brennstoffbecken
PNPP1950	Einbau eines Doppelbodens in den Schaltanlagenräumen	Überprüfung der Systeme
PNPP1951	Einbau von Überspannungsschutzgeräten	Störgrößen (Blitzschlag und EMV)

**Bereits im Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzte Änderungen**

<b>Nummer</b>	<b>Titel</b>	<b>Thema</b>
PNPP1955	Verbesserung der Kühlung der Dieselmotoren	Überblick über die Systeme
PNPP1976	Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser	Maßnahmen für den Kernhärtebereich Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1035	Austausch der Magnetventile K1 MB&MT und der Endschalter	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNRL1817	Tmoy-Filter – SIP C	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1823	Austausch der Motoren der Lüfter der Luftkühler der Dieselmotoren LHP und LHQ	Überprüfung der Systeme gegen Überlastung (große Heißläufer)
PNRL1829	Erhöhung der erforderlichen REA-Bor-Menge und Erhöhung der freien TEP-Menge	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1831	Ersatz der SdC-Signalhörner	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1835	Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher	Übergriffe (Grands Chauds)
PNRL1844	Spezifische Standortgestaltung für die ultimative Kaltquelle: Zugangsrampen zur Kaltquelle	Kernbestimmungen
PNRL1845	Austausch von Niederspannungsmotoren	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNRL1849	Aufrechterhaltung der Qualifikation für die Register DVL und DVC	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1869	Anpassungsarbeiten an der Baustellensituation PNPP1943	Einwirkungen (externe Überschwemmung und Erdbeben) Kernmaßnahmen (Robustheit)
PNRL1879	DVLa-Haftschütze des CPY	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1894	Ersatz der Sonden der Kaltwasserzweig	Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1895	Änderung der Steuerung des Ventils der Übertragungsleitung für das Schließen bei Durchfluss	Systemüberprüfung Brennstoffbecken
PNRL1924	Erdung von DVN-Kanälen für die Belüftung von Jodräumen	Ereignisse (Explosion)

**Bereits im Reaktorblock Nr. 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzte Änderungen**

<b>Nummer</b>	<b>Titel</b>	<b>Thema</b>
PNRL1933	Erdbebensicherung der Sodamischanlage	Systemüberprüfung
PNRL1946	Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ „Microtherm®“	Unfälle ohne Schmelze (Sicherheitsoptimierung der Rückführung von BR-Sumpfbecken)
PNRL1947	Austausch der Faserisolierungen vom Typ „Protect 1000S“	Unfälle ohne Schmelze (Sicherheitsoptimierung der Rückführung von BR-Sumpfbecken)
PNRL1954	Anbringung von Sicherheitsringen an den Isolierungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters	Unfälle ohne Schmelze (Zuverlässigkeitsverbesserung der Umwälzung der BR-Sumpfbecken)
PNRL1955	Änderung der Sollwert-Einstellung der DVN-Lufterhitzer	Belastungen (extreme Kälte)
PNRL1984	Halterung zur Befestigung eines flexiblen Steckers am BK-Eingang zur Unterstützung des BK bei Hochwasser über den Kernbereich hinaus	Belastungen (externe Überschwemmung)
PNRS1012	Anwendung der PEPSSI-Methode im BR CPY	Angriffe (Brandstiftung)
PNXX1721	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Ventile des Druckhalters	Kernbestimmungen
PNXX1746	Erkennung von Corium und des Betriebs des H <sup>2</sup> -Rekombinators bei hohen Temperaturen	Maßnahmen für den Kernbereich
PNXX1752	Analoge Füllstandsmessung im BK-Becken	Brennstoffbecken

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks TRICASTIN umgesetzt werden		
Nummer	Titel	Thema
PNPE1108 Band B	Erhöhung der Segel, Einbau von Entwässerungsvorrichtungen, Schlosserarbeiten	Belastungen (innere Überschwemmung)
PNPE1115	Befehl zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber Erdbeben im Kernbereich	Kernbestimmungen
PNPE1128	„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken	Kernbereichsbestimmungen (Informationen zur Notabschaltung)
PNPE1171	Sanierung der KRT-Anlage mit hohem Gamma-Fluss BR	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1189	Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen) zur Vermeidung des Risikos einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1258	Installation der ASG-ND-Anlage und der Festleitung zur Nachspeisung des BK-Beckens durch SEG	Maßnahmen für den Kernbereich
PNPE1277	Brandschutz für Kabel	Angriffe (Brand)
PNPE1285	Erdbebensicherheit von Kabelkanälen	Vorschriften für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1298	Robustheit des Kerns der Informationen, die die Wirksamkeit der Hochdruckborierung widerspiegeln	Kernbestimmungen (Informationen zur ND-Leitung)
PNPE1302	Brandschutz-Referenzsystem – PEPSSI-CPY-Sektorisierung: gängige Verkabelungsarten in BL	Einwirkungen (Brand)
PNPE1305	Einrichtung einer erdbebensicheren H1-Situationserkennung Kernbereich	Bestimmungen zum Kernbereich (Informationen zur ND-Leitung)
PNPE1330 Band B	Explosionsschutz in Batterieräumen: Verbesserung der Zuverlässigkeit der Stromversorgung der Lüftungsanlage	Gefährdungen (Explosion)
PNPE1332	Erdbebensicherheit der Rohrleitungen	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1336	RRB-Verfolgung und Ersatz der Füllstandsmessungen der PTR-Plane	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1338	Verhinderung des Lufteintritts in das Abgasbehandlungssystem – Ansteuerung der TEP-Absperrung durch den Sauerstoffmesser TEG	Belastungen (Explosion)

<b>Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks TRICASTIN umgesetzt werden</b>		
<b>Nummer</b>	<b>Bezeichnung</b>	<b>Thema</b>
PNPE1347	Austausch bestimmter elektrischer Stellantriebe und Schaltschränke der Systeme EAS und PTR	Qualifizierung AG und SND
PNPE1357	Erdbebensicherheit (ND) von elektrischen Geräten und Steuerungs- und Kontrollsystemen	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1358	SND- und Tornado-Resistenz von Lüftungssystemen Kernbestimmungen	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1359	Druckerhöhung der RIS-Akkumulatoren	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1387	Einrichtung einer Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Kerninstrumentierung) und Notstromversorgung durch den DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Coriumausbreitungsdetektions-Thermoelement im RIC-Raum	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1393	Ansteuerung des Ventils H2 bei Erkennung durch JDT (Gefahr eines brennenden Strahls)	Angriffe (Brand)
PNPE1395	Änderungen zur Berücksichtigung der Auswirkungen auf mechanische Anlagen	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1405	Änderung des Brandschutzes in SDP aufgrund der PEPSSI-Studien	Einwirkungen (Brand)
PNPE1412	Einbau von 220-V-Steckdosen im Überlebensbereich, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden	Maßnahmen für den Kernbereich (für das Krisenmanagement)
PNPE1420	PEPSSI – Austausch von Brandschutztüren	Angriffe (Brand)
PNPE1442	Zugänglichkeit – Änderung der Steuerung im Schaltschrank der für die Aktion „IS-Leitung A bei gleichzeitiger Einspeisung“ erforderlichen Komponenten	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1444	Passiver Brandschutz „Behandlung von Durchführungen und Fugen“	Einwirkungen (Brand)
PNPE1460	Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1478	Robustheit der Instrumentierung bei einem SND	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1481	Behandlung von nicht befestigten Elementen auf dem Dach des DUS	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1486	Elektrische Robustheit AG/ND RCV 430 SM und EAS 002 VB	Unfall mit Kernschmelze (Einstufung)

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Modifikationen des 4-RP 900 am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt werden		
Nummer	Titel	Thema
PNPP1688 Band D	Einführung einer Hardcore-Steuerung für neue Geräte	Kernbestimmungen
PNPP1824	Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für den BK-Brennstoffpool	Kernbestimmungen (Informationen zur ND-Leitung)
PNPP1913	Verstärkungen der BK-Brücken	Vorschriften für den Kernbereich (Robustheit)
PNPP1925	Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen Polaritätseinheit und digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPP1932	Einbau eines Abzweigs am doppelten Mantel RIS und EAS	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1945 Band A	Errichtung eines von DVN belüfteten Containment zur Einschließung der RPE-Ventile mit lokalem Jodrisiko NA 414	Nachteile
PNRL1803	Einrichtung einer Wasser-Hardcore-Nachspeisung am BR-Becken und dessen Dampfauslass	Maßnahmen für den Hard Core
PNRL1896	Austausch der Dichtungen einer Ventilklappe des Systems sowie Speicherung und Verteilung von Stickstoff (RAZ)	AG-Qualifikation
PNRL1925	Behandlung von Brandrisiken durch Management neuer Brandlasten	Einwirkungen (Brand)
PNRL1957	Änderung der rechten Sperrgruppe R oder andere (PMOX-Wasserklinge)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRS1024	Sicherung der H2-Leitung zur Abdeckung RCV002BA	Angriffe (Explosion)

<b>Änderungen, die im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4-RP 900</b>		
<b>Nummer</b>	<b>Bezeichnung</b>	<b>Thema</b>
PNPE1258 Band L	Maßnahme zur Gewährleistung der Ausfallsicherheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD unter Kernbedingungen vom Kontrollraum aus	Kernmaßnahmen
PNPE1362	Installation von festen Ein- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude und einer mobilen Ersatzanlage für das EAS-ND, Rückführung der Abwässer aus dem Brennstoffgebäude in das Reaktorgebäude	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1386	Einrichtung einer Messstelle im Reaktorgebäude	Unfälle mit Kernschmelze Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1427	„Einsatz einer Injektionspumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Kern“ (PJ-ND)	Kernmaßnahmen
PNPE1446	Beseitigung der DVC-CPY-Auswüchse an geraden Blöcken	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1459	Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektraums, darunter der Überlebensinsel, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle	Maßnahmen für den Kernbereich
PNPE1505	Einrichtung einer Notlösung für den Ausfall der LUU-Schalttafel zur Betätigung der EAS-ND-Ventile (Anschlusskasten)	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1595	Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden	Unfälle mit Kernschmelze
PNRS1021	Aufrechterhaltung der geschlossenen Position der Rücklaufleitung an der Dichtung Nr. 1 GMPP in einer Hard-Core-Situation und H3	Maßnahmen für den Hard-Core-Fall (Robustheit)

Änderungen, die im Rahmen eines spezifischen Programms am Block 4 des Kernkraftwerks Tricastin umgesetzt werden			
Nummer	Titel	Thema	Umsetzungsfrist
PNPE1119	Tornado-Schutzvorrichtungen für den Kernbereich	Maßnahmen für den Kernbereich (Robustheit)	Spätestens am 18.06.2030
PNPE1148	Aufrechterhaltung der Qualifizierung von LLS-Schaltanlagen und -Verteilerkästen	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen	Spätestens in Phase B
PNPE1323	Verstärkung des Schornsteins des BAN am SMS, Starkwind und Tornado EF2	Einwirkungen (Erdbeben und starker Wind)	Spätestens in Phase B
PNPE1333 Band B	Erdbebensicherung des Kernbereichs des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der SND-Halterung	Anforderungen an den Kern (Robustheit)	Spätestens in Phase B
PNPE1337	Einrichtung von Alarmvorrichtungen an Brandschutztüren mit Sicherheitsfunktion, um deren geschlossene Haltung zu gewährleisten	Einwirkungen (Brand)	Spätestens in Phase B
PNPE1377	Verstärkung der Beständigkeit der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Behälters bei einem Erdbeben der Stufe SMS	Unfälle mit Kernschmelze Belastungen (Erdbeben)	Spätestens am 18.06.2030
PNPE1410	Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes	Unfälle mit Kernschmelze	Spätestens am 18.06.2030
PNPE1449	Untersuchung eines Moduls zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser: mobile Wasseraufbereitungsmodule	Unfälle mit Kernschmelze	In Übereinstimmung mit der PT [AG-D II]
PNPP1683	Weiterleitung von Informationen aus den Reaktorblöcken an das lokale Krisenzentrum	Querschnitt (Krisenmanagement)	Spätestens Ende 2026
PNPP1722	Verfolgung und Wärmedämmung der ASG-Versorgung durch SER	Angriffe (extreme Kälte)	Spätestens in Phase B
PNPP1723	Einrichtung einer Winterrückführung für nicht winterfeste Standorte bei Frostgefahr	Einwirkungen der Kältequelle	
PNPP1765	Lokales Krisenzentrum	Querschnittlich (Krisenmanagement)	
PNPP1797	Boremeter an der RCV-Entladung	Unfälle ohne Kernschmelze	
PNPP1907 Band N	Lösung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken	Anordnungen des Kerns Brennstoffbecken	Spätestens in Phase B

# GLOSSAR

Abkürzungen	Bezeichnung
<b>Wichtigste elementare Systeme</b>	
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	Kaltwassererzeugungs- und -verteilungssystem 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
DUV	Raumlüftungssystem des DUS
DVC	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Leitwarte und Sonstiges
DVD	Lüftungs- und Klimaanlage der Räume – Dieselräume
DVE	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Verkabelungsdeck
DVF	Rauchkontrollsystem für elektrische Räume
DVG	Belüftungssystem für ASG-Steuerungen und -Pumpen
DVH	Notbelüftungssystem für Räume – Ladepumpenräume
DVI	Raumbelüftung RRI
DVK	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Brennbares Gebäude
DVL	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Elektrisches Gebäude
DVN	
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
EAU	Instrumentierung des Sicherheitsbehälters (Überwachung und seismische Messungen)
EBA	Lüftungssystem mit offenem Kreislauf für den Reaktorblock im Stillstand, Reaktorgebäude
ECF	Dichtheitsprüfung der Durchführungen und Schleusen des Sicherheitsbehälters
EPP	Abdichtung der Gehäusedurchführungen – Dichtheitsprüfung

<b>Abkürzungen</b>	<b>Bezeichnung</b>
ETS	Versorgung mit entmineralisiertem Wasser
ETY	Kammer-Dekompressionssystem – Wasserstoffkonzentrationsüberwachung im Falle eines Unfalls
EVC	Belüftungssystem für den Behälterschacht
EVF	Interne Belüftungs- und Filtersystem des Reaktorgebäudes
GCTa	Bypass-System der Hauptturbine mit Ableitung in die Atmosphäre
GSE (CP1) / GRE (CP2)	Turbinensicherungen (CP1) / Turbinensteuerung und -überwachung (CP2)
JDT	Brandmeldung
JPC	Erdbebensichere Löschwassergewinnung
JPD	Verteilung von Löschwasser 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 Relaissteuerung
KER	Sammlung, Kontrolle und Ableitung von flüssigen Abfällen aus dem Kernkraftwerksblock
KHY	Wasserstoffdetektion im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen
KIS	Seismische Messtechnik
KPR	Notfalltafel
KPS	Sicherheitsplatte
KRG	Allgemeine Regelung
KRT	Strahlenschutzmaßnahmen
KSC	Instrumentierung im Kontrollraum
KUS	Steuerung des LHU-Systems
LAA	Erzeugung von 230 V Gleichstrom zur Versorgung der Wechselrichter für die unterbrechungsfreie 220 VAC-Stromerzeugung LNE
LBi	Erzeugung und Verteilung von 125 V Gleichstrom
LCi	Erzeugung und Verteilung von 48 V Gleichstrom
LDA	Erzeugung und Verteilung 30 V Gleichstrom für die Regelung
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
LHP/Q	Erzeugung 6,6 kV Wechselstrom mit Notstromversorgung (Stromaggregate)
LHT	Notstromdiesel
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 380 V Notstrom
PMC	Brennstoffhandhabungssystem
PTR	Wasseraufbereitungs- und Kühlsystem für die Lagerbecken
RAZ	Stickstoffspeicher- und -verteilungssystem (für nukleare Zwecke)
RCP	Primärkreislauf

<b>Abkürzungen</b>	<b>Bezeichnung</b>
RCV	Chemisches und volumetrisches Kontrollsystem
REA	Nachfüllsystem für Wasser und Bor
TEG	Abgasbehandlungssystem
TEP	Primärabwasserbehandlungssystem
TEU	Abwasserbehandlungssystem
<b>Hauptgebäude</b>	
BAC	Gebäude für Hilfsanlagen
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
<b>Verschiedene Begriffe</b>	
AAC	Heißabschaltung
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	Normaler Stopp
AN/GV	Normaler Stopp am Dampferzeuger
AN/RRA	Normale Abschaltung bei RRA
AP	Parc-Fall
API	Halt für Einsatz
APR	Halt zum Aufladen
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 Blechkern
BPVA	Erweiterte Niederdruckdampf
BT	Niederspannung
Cb	Borkonzentration
CBAT	Betonrohr mit Blechkern
CC ND	Steuerung und Regelung des Hartkerns
CCL	Lokales Krisenzentrum

<b>Abkürzungen</b>	<b>Bezeichnung</b>
CDG	Falsche Positionierung, Absturz von Clustern oder einer Gruppe von Clustern
CDU	Einziges Ausfallkriterium
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CGB	Hochwasser im großen Einzugsgebiet
CLA	Wellen
CNI	Kette der mittleren Stufe
CNP	Kette für Fortgeschrittene
CNPE	Kernkraftwerk zur Stromerzeugung
CNS	Neutronenquelle-Kette
CPB	Hochwasser in einem kleinen Einzugsgebiet
CPP	Hauptprimärkreis
CPY	Reaktorgruppe mit 900 MWe ähnlicher Bauart (umfasst die Baureihen CP1 und CP2)
CSA	Lagerstätte Aube
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreis
DA	Änderungsantrag
DAC	Verhaltensanalyseberichte
DAO	Optimales Auskultationsgerät
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
DIL	Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure
DMCP	Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf
DMRI	Maßnahmen zur Brandrisikokontrolle
DOR	Leitfaden für die regelmäßige Überprüfung
DP	Sonderantrag
DPN	Direktion für Kernenergieproduktion
DRR	Regulatorisches Referenzdossier
DSD	Auslegungs-Halb-Erdbeben
DSdF	Signifikante Branddauer
DUS	Notstromdiesel
EC	Abweichung von der Konformität
EN	Erforderliche Ausrüstung
ECOT	Prüfung der Konformität der Tranchen
ECP	Verfahren zur Steuerung des Primärkreislaufs
ECPE	Faktoren, die zur Umwelleistung beitragen
ECR	Äquivalent der Hüllreaktion
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen
ED	Zehnjahresprüfungen

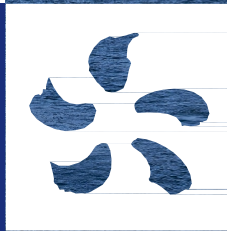
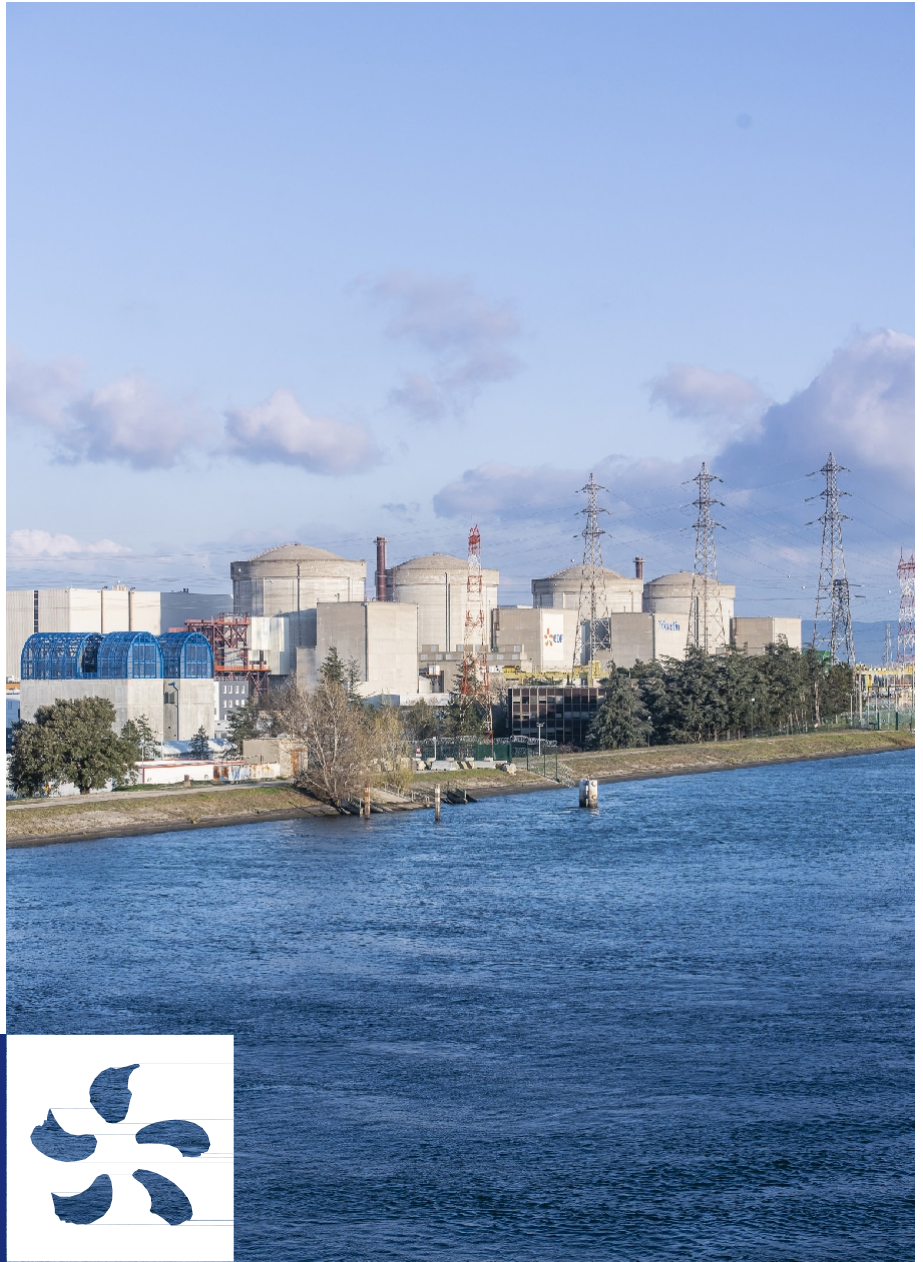
<b>Abkürzungen</b>	<b>Bezeichnung</b>
EDA	Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen
EDF	Électricité de France
EDG	Auswurf einer Traube
Dominoeffekte	Ein gefährliches Ereignis, das eine oder mehrere Anlagen eines Betriebs betrifft und ein weiteres Ereignis an einer benachbarten Anlage oder einem benachbarten Betrieb auslösen könnte, was zu einer allgemeinen Verschärfung der Auswirkungen des ersten Ereignisses führt
Klippen-Effekt	Eine plötzliche Verhaltensänderung einer Anlage, die bereits eine geringfügige Abweichung vom vorgesehenen Unfallszenario auslöst, wodurch sich die Folgen des Unfalls erheblich verschärfen.
EIP	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen
EIPI	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen gegenüber Nachteilen
EIPR	Wichtiger Faktor für den Schutz von Interessen gegenüber vertraglichen Risiken
EIPS	Wichtiger Faktor für den Schutz von Interessen gegenüber Sicherheitsrisiken (radiologische Zwischenfälle und Unfälle)
EJP	Spezifische Begründungsstudie
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	Probabilistische Sicherheitsstudien
ER	Requalifizierungsprüfung
ESP	Einfachwandige Kammer
ESPN	Nukleare Druckbehälter
ESS	Sicherheitsrelevantes Ereignis
FAIOp	Brandbekämpfungsanweisung für den Betreiber
FARN	Nukleare schnelle Eingreiftruppe
FAV	Altersanalyseblatt
FE	Abweichungsblatt
FMGC	Wartungsblätter für den Tiefbau
FPPI	Längerer Betrieb bei mittlerer Leistung
GC	Bauingenieurwesen
GES	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
GV	Dampferzeuger
GVR	Ersatzdampferzeuger

Abkürzungen	Bezeichnung
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
INB	Kernkraftwerk der Basisauslegung
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
LIE	Untere Explosionsgrenze
LLS	Notstromturbogenerator
MC	Zustandsorientierte Instandhaltung
MCG	Bündelsteuerungsmechanismen
MDTE	Fehlende externe Spannung
MEL	Freigesetzte Masse und Energie
MFEAN 0 %PN	Fehlfunktion der normalen Wasserversorgung 0 % PN
MFEAN 100 %PN	Fehlfunktion des Wasserversorgungssystems Normal 100 % PN
MLC	Lokale Krisenmaßnahmen
MQCA	Für Unfälle qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikomanagement
MS	Systematische Instandhaltung
MTD	Beste verfügbare Technik
N4	Reaktorblock mit 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	Harter Kern
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Note für die Strategie der schrittweisen Qualifizierung
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
OISP	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters
OISS	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils bei 0 % Pn

<b>Abkürzungen</b>	<b>Bezeichnung</b>
OVCC	Beobachtungsstelle für die Alterung der Steuerung und Regelung
PA	Aktivierungsprodukte
PA CSTA	Aktionsplan Feststellung
PAI	Brandschutz-Aktionsplan
PMOX	MOX-Parität – Brennstoffmanagement
PAV	Lüftungsaktionsplan
PBES	Niedrigster Sicherheitswasserstand
PBMP	Grundlegendes Programm zur vorbeugenden 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 von lokalen Bränden
PGGV	Durch starken Wind verursachte Flugkörper
PGVE	Durch extreme Winde erzeugte Geschosse
PIC	Programm für ergänzende Untersuchungen
PLMV	Lokales Programm zur Alterungsbeherrschung
PLU	Lokale Regenfälle
Pn	Nennleistung des Kerns
PNPP	Nationale Stufenplanung
PPDP	Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses
PPR	Programm zur Grundsatzneuklassifizierung
PSPR	Überwachungsstelle für Risikoprävention
PT ASN	Technische Vorschrift der ASN
PTAE	Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung und der Hauptdieselgeneratoren
PTC	Vollständiger Druckabfall und/oder Auslösung der Turbine
PUI	Interner Notfallplan
PV	Volumenschutz
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

<b>Abkürzungen</b>	<b>Bezeichnung</b>
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REU	Risiko eines Einheitsausfalls
REX	Erfahrungsrückmeldung
RFC	Risiko einer Kernschmelze
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 Rohrs im Dampferzeuger
RTGV3	Bruch eines Rohrs eines Dampferzeugers der Kategorie 3
RTGV4	Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 4
RTHE	Bruch einer Hochdruckleitung
RTV	Bruch einer Dampfleitung
RTV3	Großer Bruch einer Dampfleitung
SAPA	Empfangsstation für kleine Anwendungen
SDC	Kontrollraum
SDD	Auslegungsbeben
SEI	Schwelle für irreversible Auswirkungen
SEL	Seismic Equipment List
SELS	Schwellenwert für signifikante letale Wirkungen
SF-ND	Kaltquelle mit hartem Kern
SIP C	Steuerungsteil des Prozessinstrumentierungssystems
SMHV	Historisch wahrscheinliches Erdbeben
SMS	Sicherheitsbezogenes 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
TA	Hilfstransformator
TAC	Verbrennungsturbine
TAM	Hardware-Zugriffspuffer

<b>Abkürzungen</b>	<b>Bezeichnung</b>
TAS	Notstromturbogenerator
Td	Temperatur für die Verfügbarkeit der Ausrüstung
TEPCO	Tokyo Electric Power Company
TFA	Sehr geringfügig aktiv
THE	Hochdruckleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Verschlechterung
TOR	Alles oder nichts
TA	Hilfstransformator
TP	Haupttransformator
TRICE	Giftig Radioaktiv Entzündlich Ätzend Explosiv
TS	Abzweigtransformator
TSD	Begriff Quelle Schutt
TTS	Tranche an der Spitze der Serie
U3	Letztes Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für die Systeme EAS und ISBP
U5	Endgültiges Verfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der Ableitungen, anzuwenden bei 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
ZII	Interne Überschwemmungszonen



**KERNKRAFTWERK TRICASTIN**

# **Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4-regelmäßige Überprüfung**

**Reaktor Nr. 4**

**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](mailto: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](http://www.edf.fr)