

France : Consultation sur les
conditions de poursuite de
l'exploitation des réacteurs de
900 MWe au-delà de 40 ans

 Bundesministerium
Klimaschutz, Umwelt,
Energie, Mobilität,
Innovation und Technologie

pulswerk
Das Beratungsunternehmen des
Österreichischen Ökologie-Instituts

Avis d'experts

FRANKREICH: KONSULTATION ZU DEN BEDINGUNGEN FÜR DEN WEITERBETRIEB DER 900-MW-REAKTOREN ÜBER 40 JAHRE HINAUS

Fachstellungnahme

Oda Becker
Manfred Mertins
Gabriele Mraz

Erstellt im Auftrag des
Bundesministeriums für Klimaschutz, Umwelt, Energie, Mobilität, Innovation und Technologie
Abteilung VI/9 Allgemeine Koordination von Nuklearangelegenheiten
GZ: BMNT-UW.1.1.2/0019-I/6/2018

 Bundesministerium
Klimaschutz, Umwelt,
Energie, Mobilität,
Innovation und Technologie

pulswerk
Das Beratungsunternehmen des
Österreichischen Ökologie-Instituts

REPORT
REP-0752

Wien 2021

Projektmanagement

Franz Meister, Umweltbundesamt

AutorInnen – BIEGE Nuklearexpertise

Oda Becker, technisch-wissenschaftliche Konsulentin (Kap. 3, 4, inhaltliche Projektleitung)

Manfred Mertins (Kap. 2, 5)

Gabriele Mraz, pulswerk GmbH (Kap 1, Projektmanagement)

Übersetzungen:

Patricia Lorenz

Interlingua

Layout

Doris Weismayr, Umweltbundesamt

Umschlagfoto

© iStockphoto.com/imagestock

Erstellt im Auftrag des

Bundesministeriums für Klimaschutz, Umwelt, Energie, Mobilität, Innovation und Technologie

Abteilung VI/9 Allgemeine Koordination von Nuklearangelegenheiten

Weitere Informationen zu Umweltbundesamt-Publikationen unter: <http://www.umweltbundesamt.at/>

Impressum

Medieninhaber und Herausgeber: Umweltbundesamt GmbH
Spittelauer Lände 5, 1090 Wien/Austria

Diese Publikation erscheint ausschließlich in elektronischer Form auf <http://www.umweltbundesamt.at/>.

© Umweltbundesamt GmbH, Wien, 2021

Alle Rechte vorbehalten

ISBN 978-3-99004-574-9

INHALT

ZUSAMMENFASSUNG	5
SUMMARY	9
RESUME	13
1 EINLEITUNG UND VERFAHREN	17
2 ANALYSE DER WICHTIGSTEN SICHERHEITSRELEVANTEN ASPEKTE – UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE	19
2.1 Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur ersten Konsultationsphase	19
2.2 Diskussion der neuen Information aus den ASN- Dokumenten	21
2.3 Schlussfolgerungen	24
3 ANALYSE DER WICHTIGSTEN SICHERHEITSRELEVANTEN ASPEKTE – UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE	25
3.1 Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur ersten Konsultationsphase	25
3.2 Diskussion der neuen Information aus den ASN- Dokumenten	26
3.3 Schlussfolgerungen	30
4 LAGERUNG ABGEBRANNTER BRENN-ELEMENTE	31
4.1 Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur ersten Konsultationsphase	31
4.2 Diskussion der neuen Information aus den ASN- Dokumenten	32
4.3 Schlussfolgerungen	35
5 ANALYSE DER REGELKONFORMITÄT BEI WICHTIGEN SICHERHEITSRELEVANTEN STRUK-TUREN, SYSTEMEN UND KOMPONENTEN	37
5.1 Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur ersten Konsultationsphase	37
5.2 Diskussion der neuen Information aus den ASN- Dokumenten	40
5.3 Schlussfolgerungen	41
6 LITERATURVERZEICHNIS	42
7 ABBILDUNGS- UND TABELLENVERZEICHNIS	45
8 ABKÜRZUNGEN	46

ZUSAMMENFASSUNG

In Frankreich sind 56 Kernkraftwerke (KKW) in Betrieb, darunter 32 Reaktoren zu je 900 MegaWatt, deren Laufzeit demnächst 40 Jahre erreicht oder schon erreicht hat. Alle zehn Jahre muss eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchgeführt werden um den Weiterbetrieb der KKW zu ermöglichen. Die nun durchgeführte vierte PSÜ ist von besonderer Wichtigkeit, da das ursprüngliche Design der Reaktoren nur auf eine Laufzeit von 40 Jahren ausgelegt war. Sie umfasst einen generischen Teil, der für die ganze 900-MW-Flotte gilt, und anlagenspezifische Ergänzungen. Die generische Phase der PSÜ wird mit der gegenständlichen öffentlichen Konsultation, die Ende 2020 begonnen hat, abgeschlossen. Im nächsten Schritt erfolgen bis 2031 die PSÜ für die einzelnen Reaktoren, wofür regionale Konsultationsverfahren durchgeführt werden.

Frankreich führt seit 2018 ein freiwilliges Beteiligungsverfahren für die Öffentlichkeit an der generischen Phase der PSÜ durch. Die nun vorliegende Beteiligungsmöglichkeit seit 3. Dezember 2020 bezieht sich auf die von der französischen Nuklearaufsichtsbehörde ASN im Entwurf vorgeschlagenen Bedingungen für den Weiterbetrieb von 900-MW-Reaktoren über 40 Jahre hinaus.

Das französische Verfahren ist keine Strategische Umweltprüfung (SUP) und auch kein Umweltverträglichkeitsverfahren (UVP) im Sinne der Espoo und der Aarhus Konvention. Gerade vor dem Hintergrund neuer Entwicklungen im Rahmen der Espoo und Aarhus Konvention, in denen die UVP-Pflicht für Laufzeitverlängerungen von KKW geregelt wird, ist dies jedoch zu hinterfragen.

Österreich hat sich bereits in der ersten Phase dieser Konsultation beteiligt. Im Auftrag des Bundesministeriums für Klimaschutz erstellte das Umweltbundesamt eine Fachstellungnahme. (UMWELTBUNDESAMT 2019) Die damals gewonnenen Erkenntnisse zu Sicherheitsanforderungen werden anhand der neu aufgelegten Dokumente überprüft, Schlussfolgerungen bezüglich möglicher nachteiliger Auswirkungen der Laufzeitverlängerungen auf Österreich werden gezogen. Ziel der österreichischen Beteiligung ist es, die vorgeschlagenen Änderungen an den Reaktoren dahingehend zu überprüfen, ob diese mögliche erhebliche Folgen von schweren Unfällen auf Österreich minimieren oder wenn möglich verhindern können.

Analyse der wichtigsten sicherheitsrelevanten Aspekte – Unfälle ohne Kernschmelze

Die bisher vom Betreiber Électricité de France (EDF) durchgeführten und im Weiteren vorgesehenen Nachrüstmaßnahmen tragen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit von Strukturen, Systemen und Komponenten der 900-MW-Reaktoren bei. Die Maßnahmen konzentrieren sich im Wesentlichen auf die Beseitigung von erkannten Schwachstellen, das Erkennen von Problemen des Verhaltens und der Alterung an Strukturen, Systemen und Komponenten, deren Verfolgung und wo möglich deren Beseitigung, sowie auf einzelne Verbesserungen zur Erhöhung der Robustheit gegen interne und externe Einwirkungen, insbesondere durch Installation des „Hardened Safety Cores“ („noyau dur“) und des „ultimate containment residual heat removal device“ („EASu“). Diese Systeme sollen insbesondere im Falle auslegungsüberschreitender Anlagenzustände, also bei Zuständen der Sicherheitsebene 4, die erforderliche Abfuhr der Wärme sicherstellen.

Bestehende grundlegende Defizite bei den 900-MW-Reaktoren gegenüber den von ASN angegebenen Anforderungen an die Sicherheit als Voraussetzung für einen Betrieb über die ursprüngliche Laufzeit von 40 Jahren hinaus bleiben jedoch weiterhin bestehen.

Angesichts der festgestellten Defizite bei der zentral wichtigen Beherrschung von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 besteht gegenüber dem EPR, einem Reaktortyp der 3. Generation, der gerade in Flamanville im Bau ist, ein deutlich erhöhtes Risiko dafür, dass es zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen der Sicherheitsebene 4 mit der Konsequenz einer Gefährdung der Rückhaltung radioaktiver Stoffe kommen kann.

Es ist jedoch anzumerken, dass viele der im ASN-Bescheidentwurf angeführten Änderungen erst durch weitere Studien untermauert werden müssen, deren Ergebnisse von ASN in weiterer Folge noch abgenommen werden müssen. Somit liegt zum Ende der 4. PSÜ der insgesamt erforderliche Nachrüstumfang nicht konkret verifiziert vor.

Analyse der wichtigsten sicherheitsrelevanten Aspekte – Unfälle mit Kernschmelze

Die Überprüfung durch die Nuklearaufsichtsbehörde ASN im Bereich Kernschmelzunfälle zeigt eine Reihe von Defiziten in den von EDF bislang vorgelegten Konzepten. ASN fordert nun die Umsetzung von signifikanten Verbesserungen der Konzepte.

Das von EDF vorgeschlagene Konzept zur Verhinderung des Durchschmelzens des Fundaments kann noch nicht als effektiv bezeichnet werden. Bei der Hälfte der KKW ist ein Durchschmelzen der (sehr kieselhaltigen) Fundamente zu erwarten. Eine Entscheidung zu der erforderlichen Verstärkung der entsprechenden Fundamente ist noch nicht getroffen. Ob die in einigen Jahren zwischen ASN und EDF vereinbarten Maßnahmen ausreichend sind, kann derzeit noch nicht bewertet werden.

Die Überprüfung der ASN zeigte, dass das wesentliche Sicherheitssystem EASu in unterschiedlichen Unfallsituationen ausfallen kann. Zahlreiche weitere Komponenten und Maßnahmen sind aus Sicht von ASN erforderlich, damit das System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Sicherheitsbehälter eingesetzt werden kann. Ob sich diese Anforderungen alle umsetzen lassen, ist zudem fraglich.

Eine wichtige Modifikation zur Verhinderung einer großen radioaktiven Freisetzung soll erst in Phase B (vier Jahre nach der PSÜ) ausgeführt werden.

Aber auch im Falle einer erfolgreichen Umsetzung aller geforderten Komponenten und Maßnahmen, entspricht das EASu nicht aktuellen Sicherheitsanforderungen, da es Aufgaben in mehreren Sicherheitsebenen übernehmen soll.

Das Gelingen des Severe Accident Management (SAM) hängt zudem von schnellen, zielgerichteten Handlungen der Betriebsmannschaft ab. Laut ASN (2020b) hat EDF bisher nicht nachgewiesen, dass dieses grundsätzlich möglich ist.

Die Nachrüstungen der U5-Filteranlage hinsichtlich fehlender Auslegung gegen Erdbeben und mangelnder Iodfilterung sind noch nicht erfolgt, obwohl die erheblichen Sicherheitsdefizite bereits seit 2011 bekannt sind.

Auch die Entwicklung einer ausreichend wirkungsvollen Maßnahme für die Begrenzung der Ausbreitung von kontaminiertem Wasser in die Umwelt und zu Kosten, die als verhältnismäßig angesehen werden, dauert noch an.

Die Bewertung der vorgelegten Konzepte im Bereich Kernschmelzunfälle für die französischen 900-MW-Reaktoren verdeutlichte die technischen (und wirtschaftlichen) Grenzen für die Erreichung des Sicherheitsniveaus des EPR.

Insgesamt ist das gesetzte Ziel der Begrenzung der radiologischen Auswirkungen während eines schweren Unfalls nicht erreicht.

Lagerung der abgebrannten Brennelemente

Am Ende der Umsetzung der im Rahmen der 4. PSÜ geplanten Nachrüstungen sollen als Teil des „Hardened Safety Core“ ein zusätzliches Kühlsystem des Brennelementelagerbeckens (SFP), ein Nachspeisewassersystem und eine Notwasserquelle implementiert sein. Mit diesen erheblichen Nachrüstungen kann das Risiko einer Brennelementfreilegung in vielen Unfallsituation reduziert werden.

ASN kritisiert jedoch die begrenzte Zielsetzung für das zu erreichende Sicherheitsniveau. Der Untersuchungsumfang von EDF zu möglichen Unfallsituationen im SFP ist bisher nicht ausreichend. EDF muss die Liste an Situationen, die zu einem Wasserverlust oder zu mangelnder Kühlung der Brennelemente im SFP führen könnten, vervollständigen, um etwaige umzusetzende Maßnahmen zu identifizieren.

ASN fordert umfangreiche Nachreichungen, schränkt aber hinsichtlich der erforderlichen Nachrüstungen bereits ein, dass diese „verhältnismäßig“ sein müssen. Das dann schlussendlich erreichte Sicherheitsniveau kann daher noch nicht bewertet werden.

Um langfristig die Freisetzung aus dem SFP im Falle eines schweren Unfalls zu vermeiden, ist das Erreichen eines sicheren Zustands ohne Sieden des Wassers erforderlich. Ob dieser Zustand für alle Unfallszenarien erreicht werden kann, muss EDF noch nachweisen.

Hinsichtlich eines Brandes entspricht das durch Nachrüstung erreichte Sicherheitsniveau nicht dem heutzutage geforderten Sicherheitsniveau. Für Unfallsituationen durch Explosionen und Leckagen stehen noch weitere Studien und ggf. Nachrüstungen aus, erst dann kann das erreichte Sicherheitslevel bewertet werden.

EDF hat auch die Folgen des Absturzes eines Flugzeugs der allgemeinen Luftfahrt auf das Brennstoffgebäude untersucht. Laut EDF führt dies nicht zu einer Freilegung der Brennelemente im SFP. Diese Aussage ist auf Basis der bereits vorliegenden Studien zum Flugzeugabsturz nicht nachvollziehbar und kann ohne Darlegung der für die Studie verwendeten Annahme (z. B. zum Flugzeugtyp) nicht bewertet werden.

Ob die noch zu bestimmenden weiteren Nachrüstungen das von ASN gesteckte Sicherheitsniveau erreichen werden, ist zurzeit noch fraglich. Die bedeutendste Schwachstelle, die Verwundbarkeit des SFP gegenüber externen Einwirkungen, würde im Falle einer Betriebsverlängerung weitere 20 Jahre bestehen bleiben, da Maßnahmen zur Behebung dieser Schwachstelle nicht vorgesehen sind.

Insgesamt sind unfallbedingte Freisetzungen aus dem Brennelementlagerbecken mit erheblichen Auswirkungen auch auf Österreich nicht ausgeschlossen.

Analyse der Regelkonformität bei wichtigen sicherheitsrelevanten Strukturen, Systemen und Komponenten

Seitens ASN sollen sich die Neubewertung der Reaktoren und die sich daraus ergebenden Verbesserungen an den neuen Reaktorgenerationen, wie dem EPR, orientieren, dessen Design deutlich verstärkte Sicherheitsanforderungen erfüllt.

Die vorliegenden Informationen im Bescheidentwurf, wie auch den ebenso veröffentlichten Begleitbericht, sind jedoch nicht ausreichend und geeignet, um nachzuvollziehen, inwieweit die den Stand von Wissenschaft und Technik reflektierenden Anforderungen mit den angedachten Nachrüst- und Verbesserungsmaßnahmen erreicht werden können. Entweder sind Anforderungen (wie z. B. Redundanz von Sicherheitssystemen im Abgleich mit den EPR Anforderungen, Maßnahmen zum praktischen Ausschluss von Dampferzeuger-Heizrohren) überhaupt nicht angesprochen oder die jeweiligen Darlegungen lassen eine genaue Prüfung nicht zu. Letzteres betrifft z. B. Nachweis des erforderlichen Konservatismus in der Störfall- und Unfallanalyse, Nachweise zum Ausschluss von cliff-edge Effekten aufgrund geringfügig veränderter Parameter ausgelöste große Kippeffekte in den Anlagenbedingungen, Nachweis der Widerstandsfähigkeit der Strukturen, Systeme und Komponenten gegen extreme anlagenexterne Einwirkungen. Demgemäß ist es nicht möglich, eine vollständige Konformität mit den anzuwendenden Regeln festzustellen.

SUMMARY

In France, a total of 56 nuclear power plants (NPP) is in operation, 32 of them are 900 MW reactors, which will soon reach or have already reached a life-time of 40 years. To enable continued operation of the NPPs, a Periodic Safety Review (PSR) needs to be performed every ten years. The fourth PSR which is currently being performed is of specific importance, because originally the reactors were designed for a life-time of only 40 years. This PSR involves a generic part to be applied for the entire 900-MW fleet with plant-specific additions. The generic phase of the PSR is now being completed with this public consultation which started at the end of 2020. In the next step until 2031, the PSR for individual reactors will be undertaken, involving regional consultative procedures.

Since 2018 France has been conducting for the generic PRS phase a voluntary participation procedure for the public. The current possibility for public participation since December 3 2020 is referring to conditions the French Nuclear Regulator ASN proposed in the draft for the continued operation of the 900 MW reactors beyond 40 years.

The French procedure is not a Strategic Environmental Assessment (SEA) or Environmental Impact Assessment (EIA) according to the Espoo and Aarhus Conventions. However, the new developments in the framework of the Espoo and Aarhus Convention which clarified the EIA obligation for NPP life-time extensions call this approach into question.

Austria already took part in the first phase of this consultation. The Austrian Environment Agency was commissioned by the Federal Ministry for Climate Action to prepare an expert statement. (UMWELTBUNDESAMT 2019) The findings on safety requirements made then are now re-viewed based on the newly published documents and conclusions are made regarding possibly adverse impact of the life-time extensions on Austria. The Austrian participation serves to assess whether the proposed changes in the reactors can minimize or even prevent significant impacts of severe accidents on Austria.

Analysis of most important safety-relevant aspects – accidents without core-melt

The upgrade measures which were conducted and are foreseen in the future by the operator Électricité de France (EDF) contribute to improving the reliability of structures, systems and components of the 900 MW reactors. The measures essentially focus on eliminating the weaknesses, the identification of the problems of obsolescence and aging of structures, systems and components, tracking and possible removal. Also some improvements to increase robustness against internal and external impacts are foreseen, in particular the installation of „Hardened Safety Cores“ („noyau dur“) and „ultimate containment residual heat removal device“ („EASu“). Those systems should ensure the necessary heat removal in particular in cases of beyond design basis plant conditions, i.e. conditions of Safety Level 4.

Existing basic deficits of the 900 MW reactors compared to the safety requirements tabled by ASN as preconditions for operation beyond the original life-time of 40 years will however remain.

The identified deficits in the essentially important control of events on the Safety Level 3 exist in comparison to the EPR, the Generation III reactor type, which is under construction in Flamanville, and pose a significantly increased risk for the occurrence of events beyond design basis accident on Safety Level 4 which can proceed so far that retaining the radioactive materials is not secured any longer.

It should be noted that many changes which are listed in the ASN draft order need to be proven with the results of several more studies, which first have to be approved by ASN. For this reason the full scale of needed retrofitting measures will not be verified in concrete terms at the end of the fourth PSR.

Analysis of most important safety-relevant aspects – core-melt accidents

The ASN review in the field of core melt accidents revealed several deficits in the concepts presented by EDF so far. ASN now demands the implementation of significant improvements of the concepts.

The concept which EDF proposed as means to prevent a melt-through of the foundations cannot be called effective. A melt-through of the (very silicious) foundations has to be expected for half of all NPP. The decision to undertake the necessary enforcement of the affected foundations has not yet been taken. At this point it cannot be assessed whether the measures which ASN and EDF will agree upon in the next years will be sufficient.

The ASN review showed that the key safety system EASu can fail under different accident situations. According to ASN, numerous additional components and measures are needed to use the residual heat removal system in the containment. Also it remains questionable whether all those requirements can be implemented.

An important modification intended to prevent large radioactive release shall be implemented only in phase B (four years after the PSR).

Also in case of a successful implementation of all required components and measures, the EASu does not comply with current safety demands, because it should deal with tasks on several safety levels.

Furthermore the success of the Severe Accident Management (SAM) is dependent on the fast targeted actions of the plant team. According to ASN (2020b), EDF so far has not proven that this is possible in principle.

Though the significant safety deficits have been known since 2011, the retrofit of the U5 filter system, which is necessary due to the deficits in the design against earthquakes and iodine filters has not yet been performed.

Also the development of sufficiently effective measures to limit the spread of contaminated water into the environment at reasonable costs is still ongoing.

The assessment of the concepts for the 900 MW reactors in the area of accidents with melt-down clearly pointed to the technical (and economic) limits of achieving an EPR safety level.

The overall goal of achieving a limit to the radiological effects during a severe accident has not been reached.

Storage of spent fuel elements

As part of the „Hardened Safety Core“ an additional cooling system for the spent fuel pond (SFP), make-up water system and an emergency water source should be implemented as a result of the 4th PSR. Those significant upgrades could reduce the risk of uncovering the spent fuel assemblies in many accident situations.

ASN however criticized the limited target which was set for the intended safety level. EDF's range of investigations on possible accident situations in the SFP is insufficient so far. EDF has to complete the list of situations which can lead to a loss of water or to insufficient cooling of the fuel assemblies in the SFP with the goal of identifying possibly necessary measures.

ASN demands extensive submissions, however already limited the necessary upgrades by calling them “proportionate”. Therefore it is not possible to assess the safety level which will finally be achieved at this point.

To avoid a release from the SFP in case of a severe accident in the long-term, it is necessary to establish a safe status without the water boiling. EDF has yet to prove whether this status can be achieved for all accident scenarios.

Also concerning fires the safety level which was reached with upgrades does not fulfill currently required safety levels. For accident situations due to explosions and leakage further studies and possible upgrades are expected; only then the achieved safety level can be evaluated.

EDF also investigated the consequences of the crash of a commercial airplane on the spent fuel building. According to EDF it would not lead to an uncovering of the spent fuel assemblies in the SFP. This statement cannot be justified with the existing studies on airplane crashes and cannot be assessed with an explanation of the assumptions (e.g. on the airplane type) the study used.

Whether those yet to be determined further upgrades will reach the safety goal defined by ASN is questionable at this point. The chief weakness – the SFP's vulnerability against extreme impact – would persist for another 20 years, because no measures are foreseen for this weakness.

Overall, releases from the spent fuel pond as consequences of accidents with significant impacts also on Austria cannot be excluded.

Analysis of compliance with the regulatory body for safety-relevant structures, systems and components

Concerning a re-evaluation of the reactors and the resulting improvement, ASN should use the new reactor generation like the EPR as a guiding line, because its design fulfills significantly higher safety requirements.

The presented information in the draft order and the published accompanying report however is not sufficient and not adequate for a comprehensive understanding of how the requirements which reflect the state-of-the-art of science and technology can be achieved with the suggested upgrade and improvement measures. Either the requirements (such as e.g. redundancy of safety systems compared to the EPR requirements, measures for the practical elimination of steam generator heating pipelines) are not even addressed or the respective explanations do not make a detailed examination possible. This is the case for e.g. evidence of sufficiently applied conservative approach for incident and accident

analysis, elimination of cliff-edge effects (due to marginally changed parameters triggered large tilt effects in installation conditions), evidence for the robustness of structures, systems and components against extreme plant-external impacts). For this reason it is impossible to determine a full conformity with the valid regulations.

RESUME

En France, 56 centrales nucléaires sont en exploitation, dont 32 réacteurs de 900 mégawatts qui atteindront bientôt ou ont déjà atteint 40 ans de fonctionnement. Un réexamen périodique de sécurité (RPS) doit être effectué tous les dix ans pour garantir la poursuite de l'exploitation des centrales nucléaires. Le quatrième RPS en cours de réalisation revêt une importance particulière, car la conception originale des réacteurs n'était prévue que pour une durée de 40 ans. Le réexamen comprend une partie générique, qui s'applique à l'ensemble des centrales 900 MWe, et des suppléments spécifiques à chaque centrale. La phase générique du RPS a pris fin à la fin de l'année 2020. Dans une prochaine étape, des RPS seront réalisés pour les différents réacteurs d'ici 2031.

La France mène un processus d'association volontaire du public dans la phase générique du RPS depuis 2018. L'offre d'association maintenant ouverte depuis le 3 décembre 2020 se base sur les conditions proposées dans une ébauche de l'ASN (Autorité de sûreté nucléaire) pour la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 900 MWe au-delà de 40 ans.

La procédure française n'est ni une évaluation environnementale stratégique (EES) ni une étude d'impact environnemental (EIE) au sens des conventions d'Espoo et d'Aarhus. Toutefois, il convient de s'interroger sur ce point, notamment dans le contexte des nouveaux développements dans le cadre des conventions d'Espoo et d'Aarhus qui réglementent l'obligation en matière d'EIE pour les extensions de durée de vie des centrales nucléaires. Il est donc recommandé à la France de mettre en œuvre les procédures d'association correspondantes.

L'Autriche a déjà pris part à la première phase de cette consultation. L'Umweltbundesamt (Agence fédérale autrichienne de l'environnement) a préparé un avis d'experts au nom du Ministère fédéral autrichien de la protection du climat. (UMWELTBUNDESAMT 2019) Dans ce document, les résultats concernant les exigences de sécurité obtenus à cette date sont examinés sur la base des documents réédités et des conclusions sont tirées concernant les éventuels effets négatifs sur l'Autriche des prolongations de la durée de vie. L'objectif de l'association de l'Autriche est de minimiser ou, si possible, de prévenir toute conséquence significative d'accidents graves sur l'Autriche.

Analyse des aspects les plus importants en matière de sécurité – accidents sans fusion du cœur

Les mesures de modernisation réalisées jusqu'à présent par l'opérateur Électricité de France (EDF) et celles prévues pour l'avenir contribuent à améliorer la fiabilité des structures, des systèmes et des composants des réacteurs 900 MWe. Les mesures se concentrent principalement sur l'élimination des points faibles identifiés pendant l'exploitation des réacteurs, l'identification des problèmes d'obsolescence et de vieillissement des structures, des systèmes et des composants, leur suivi et, si possible, leur élimination, ainsi que sur les améliorations individuelles visant à accroître la robustesse face aux agressions internes et externes, notamment par l'installation du noyau dur et du dispositif d'évacuation de la chaleur résiduelle de l'enveloppe ultime (« EASu », système d'aspersion enveloppe ultime). Ces systèmes sont destinés à assurer l'évacuation

nécessaire de la chaleur, en particulier dans les cas où l'état de l'installation dépasse le niveau de conception, c'est-à-dire lorsque l'état atteint le niveau 4 de sûreté.

Toutefois, il subsiste des lacunes fondamentales dans les réacteurs de 900 MWe par rapport aux exigences de sûreté énoncées par l'ASN en tant que condition préalable à une exploitation au-delà de la durée de vie initiale de 40 ans.

Compte tenu des déficits identifiés dans le contrôle centralisé des événements au niveau 3 de sûreté, il existe un risque sensiblement accru par rapport à l'EPR, un type de réacteur de troisième génération actuellement en construction à Flamanville, que des événements au-delà du dimensionnement au niveau 4 de sûreté puissent se produire, ce qui mettrait en danger la rétention de matières radioactives.

Toutefois, il convient de noter que bon nombre des changements mentionnés dans le projet de décision de l'ASN doivent être justifiés par des études complémentaires dont les résultats devront être acceptés ultérieurement par l'ASN. Ainsi, à la fin du 4^e RPS, l'étendue de la modernisation requise n'est pas concrètement déterminée.

Analyse des aspects les plus importants pour la sécurité – accidents avec fusion du cœur

L'examen de l'ASN dans le domaine des accidents de fusion du cœur révèle un certain nombre de lacunes dans les concepts présentés par EDF. L'ASN appelle à apporter des améliorations significatives à ces concepts.

Le concept proposé par EDF visant à prévenir la fonte des fondations ne peut pas encore être décrit comme efficace. La fonte des fondations (très siliceuses) est à prévoir dans la moitié des centrales nucléaires. Aucune décision n'a encore été prise concernant le renforcement nécessaire des fondations concernées. Il n'est pas encore possible d'évaluer si les mesures convenues entre l'ASN et EDF dans quelques années seront suffisantes.

L'examen de l'ASN a révélé que le système de sécurité essentiel EASu pouvait tomber en panne dans différentes situations d'accident. D'autres composants et mesures considérables sont nécessaires du point de vue de l'ASN afin de pouvoir utiliser le système pour évacuer la puissance résiduelle de l'enceinte de confinement. Il n'est pas encore certain qu'il soit possible de satisfaire à toutes ces exigences.

Une modification importante visant à prévenir un rejet radioactif important est prévue à partir de la phase B (quatre ans après le RPS).

Cependant, même dans le cas où toutes les composantes et mesures requises seraient mises en œuvre, le système EASu ne répondrait pas aux exigences de sécurité actuelles, car il est censé accomplir des tâches à plusieurs niveaux de sûreté.

Le succès de la gestion des accidents graves (GAG) dépend également d'une action rapide et ciblée de l'équipe d'exploitation. À ce jour, EDF n'a pas démontré que cela est en principe possible.

La modernisation de l'installation de filtration « U5 » pour corriger ses faiblesses structurelles en cas de tremblements de terre et remédier à l'absence de filtration

de l'iode n'a pas encore été réalisée, bien que ces déficits de sécurité considérables soient connus depuis 2011.

L'élaboration d'une mesure suffisamment efficace pour limiter la propagation de l'eau contaminée dans l'environnement à un coût jugé raisonnable est également toujours en cours.

L'évaluation des concepts présentés dans le domaine des accidents de fusion du cœur pour les réacteurs français de 900 MWe a mis en évidence les limites techniques (et économiques) empêchant d'atteindre le niveau de sûreté de l'EPR.

Dans l'ensemble, l'objectif fixé de limiter l'impact radiologique en cas d'accident grave n'a pas été atteint.

Stockage des combustibles usagés

À la fin de la mise en œuvre des améliorations prévues dans le cadre du 4e RPS, un système de refroidissement supplémentaire de la piscine de stockage du combustible usagé (SFP, spent fuel pool), un système d'eau d'appoint et une source d'eau d'urgence doivent être mis en place comme partie intégrante du noyau dur. Ces améliorations considérables permettraient de réduire le risque de découverture des éléments combustibles dans de nombreuses situations d'accident.

Cependant, l'ASN critique l'objectif limité du niveau de sûreté à atteindre. La portée de l'enquête menée par EDF sur les éventuelles situations d'accident au sein de la SFP a jusqu'à présent été insuffisante. EDF doit compléter la liste des situations qui pourraient entraîner une perte d'eau ou un manque de refroidissement des éléments combustible dans la SFP afin d'identifier les éventuelles mesures à mettre en œuvre.

L'ASN préconise des modernisations importantes, mais limite déjà les modernisations requises en précisant qu'elles doivent être « proportionnées ». Le niveau de sécurité final ne peut donc pas être évalué à ce stade.

Afin d'éviter à long terme les fuites de la SFP en cas d'accident grave, il est nécessaire d'atteindre un état sûr sans que l'eau ne bouille. EDF doit encore démontrer si cette condition peut être remplie pour tous les scénarios d'accident.

En ce qui concerne les incendies, le niveau de sûreté offert par la modernisation ne correspond pas au niveau de sûreté exigé aujourd'hui. Pour les situations d'accident dues à des explosions et à des fuites, d'autres études et mises à niveau sont encore en cours ; ce n'est que suite à ces mesures que le niveau de sûreté atteint pourra être évalué.

EDF a également étudié les conséquences du crash d'un avion de l'aviation générale sur le bâtiment à combustible. Selon EDF, cela ne conduirait pas à un découverture des éléments combustible dans la SFP. Compte tenu des études déjà disponibles sur les accidents d'avion, cette déclaration n'est pas compréhensible et ne peut être évaluée sans une explication de l'hypothèse utilisée pour l'étude (par exemple le type d'avion).

Il est encore impossible de savoir si les modernisations devant encore être déterminées permettront d'atteindre le niveau de sécurité fixé par l'ASN. La faiblesse la plus importante, à savoir la vulnérabilité de la SFP aux agressions extérieures, subsisterait encore pendant 20 ans en cas de prolongation de l'exploitation, car aucune mesure n'est prévue pour remédier à cette faiblesse.

Dans l'ensemble, on ne peut exclure qu'un découverture de la piscine d'entreposage du combustible lié à un accident ait également des répercussions considérables sur l'Autriche.

Analyse de la conformité à la réglementation des structures, systèmes et composants importants pour la sécurité

L'ASN s'attend, comme condition à l'exploitation au-delà de la durée de vie prévue, à ce que des améliorations soient apportées aux réacteurs de 900 MWe de sorte à ce que les exigences de sûreté soient équivalentes à celles s'appliquant à l'EPR.

Toutefois, les informations disponibles ne sont pas suffisantes et appropriées pour déterminer si les mesures de modernisation et d'amélioration indiquées permettront de répondre aux exigences reflétant l'état actuel des connaissances scientifiques et techniques. Soit ces exigences (telles que la redondance des systèmes de sûreté conformément aux exigences de l'EPR, les mesures d'exclusion pratique des tubes de chauffage des générateurs de vapeur) ne sont pas du tout abordées, soit les déclarations à cet égard ne permettent pas un examen détaillé (par exemple justification du conservatisme requis dans l'analyse des incidents et des accidents, certificats concernant l'exclusion des effets falaise (graves effets de basculement des conditions de la centrale déclenchés par une légère modification des paramètres), certificat concernant la résistance des structures, des systèmes et des composants contre les agressions extrêmes extérieures à la centrale). Par conséquent, il n'est pas possible d'établir le respect intégral des règles applicables.

1 EINLEITUNG UND VERFAHREN

In Frankreich sind 56 Kernkraftwerke (KKW) in Betrieb, darunter 32 900 Mega-Watt-Reaktoren, deren Laufzeit demnächst 40 Jahre erreicht oder schon erreicht hat.

KKW	Anzahl der Reaktoren	Betriebsbeginn
Blayais	4	1981-1983
Bugey	4	1978-1979
Chinon B	4	1982-1987
Cruas	4	1983-1984
Dampierre-en-Burly	4	1980-1981
Gravelines	6	1980-1985
Saint-Laurent-des-Eaux	2	1981
Tricastin	4	1980-1981

*Tabelle 1:
Auflistung der 32
900-MW-Reaktoren
in Frankreich*

Alle zehn Jahre muss eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ bzw. PSR) durchgeführt werden um den Weiterbetrieb der KKW zu ermöglichen. Die nun durchgeführte vierte PSÜ ist von besonderer Wichtigkeit, da das ursprüngliche Design der Reaktoren nur auf eine Laufzeit von 40 Jahren ausgelegt. Die französische Nuklearaufsichtsbehörde ASN betont, dass die Designstudien upgedatet werden müssen, Teile der Systeme und des Materials ersetzt werden müssen, und dass die Umsetzung der Sicherheitsverbesserungen nach Fukushima abgeschlossen werden muss. Die vierte PSÜ umfasst einen generischen Teil, der für die ganze 900 MW-Flotte gilt, und anlagenspezifische Ergänzungen. (ASN 2020c)

Die generische Phase der PSÜ wird mit der gegenständlichen öffentlichen Konsultation, die Ende 2020 begonnen hat, abgeschlossen. Im nächsten Schritt erfolgen bis 2031 die PSÜ für die einzelnen Reaktoren, wofür regionale Konsultationsverfahren durchgeführt werden. (ASN 2020c)

Frankreich führt seit 2018 ein freiwilliges Beteiligungsverfahren für die Öffentlichkeit an der generischen Phase der PSÜ durch. Das High Committee for Transparency and Information on Nuclear Safety (HCTISN) wickelte die erste Phase der Beteiligung ab. Ein Ergebnis dieses Beteiligungsverfahrens ist der Bericht der beiden Verfahrensbürginnen (Guarantors) (HCTISN 2019) Sie hoben speziell die Kritik an dem stark auf technische Aspekte eingeschränkten Umfang des Verfahrens hervor, sowie das Interesse an einem grenzüberschreitenden Verfahren, und auch die von Seite europäischer Umwelt-NGOs eingeforderte Anwendbarkeit der Espoo und Aarhus Konventionen. Daraus leiteten sie die Empfehlung ab, zukünftige Beteiligungsverfahren zu Fragen der Sicherheit der französischen KKW-Flotte unter grenzüberschreitender Beteiligung abzuhalten.

Die nun vorliegende Beteiligungsmöglichkeit seit 3 Dezember 2020 bezieht sich auf die von der ASN im Entwurf vorgeschlagenen Bedingungen für den Weiterbetrieb von 900-MWe-Reaktoren über 40 Jahre hinaus. Die Empfehlungen zum besseren Einbezug grenzüberschreitender Beteiligungsmöglichkeiten wurde nicht umgesetzt. Nur eines von drei Dokumenten liegt in englischer Übersetzung

vor, das Eingabeformular auf der Konsultationswebsite ist ausschließlich französischsprachig.

Das französische Verfahren ist keine Strategische Umweltprüfung (SUP) und auch kein Umweltverträglichkeitsverfahren (UVP) im Sinne der Espoo und der Aarhus Konvention. Eine SUP oder eine UVP bieten nicht nur Rechtssicherheit für die Beteiligung, sondern verlangen auch eine Abschätzung der Folgen einer Aktivität für Mensch und Umwelt (inklusive des Entsorgungsproblems für die abgebrannten Brennelemente und radioaktiven Abfälle), weiters eine vergleichende Bewertung von Alternativen. All dies sind jedoch keine Themen im gegenständlichen Verfahren, obwohl dies europaweit von NGOs eingefordert wird. Gerade vor dem Hintergrund neuer Entwicklungen im Rahmen der Espoo und Aarhus Konvention, in denen die UVP-Pflicht für Laufzeitverlängerungen von KKW geregelt wird, ist dies jedoch zu hinterfragen. Andere Staaten haben bereits UVP-Verfahren für ihre Laufzeitverlängerungen gestartet (Finnland, Ukraine), weitere werden sie demnächst starten (Belgien, Slowenien).

Österreich hat sich bereits in der ersten Phase dieser Konsultation beteiligt. Im Auftrag des Bundesministeriums für Klimaschutz erstellte das Umweltbundesamt eine Fachstellungnahme. (UMWELTBUNDESAMT 2019). Ziel der österreichischen Beteiligung ist es, die vorgeschlagenen Änderungen an den Reaktoren dahingehend zu überprüfen, ob diese mögliche erhebliche Folgen von schweren Unfällen auf Österreich minimieren oder wenn möglich verhindern können.

Für die seit Dezember 2020 laufende Konsultationsphase wurden von der ASN die folgenden Dokumente in Französisch zur Verfügung gestellt: Entwurf des Entscheids der ASN (ASN 2020a), Entwurf des Untersuchungsberichts (ASN 2020b), Position der ASN zu den Bedingungen für eine Laufzeitverlängerung der 900-MW-Reaktoren (ASN 2020c; nur diese Position liegt auch auf Englisch vor)

Die vorliegende Fachstellungnahme baut auf der Fachstellungnahme zum ersten Teil der Konsultation (UMWELTBUNDESAMT 2019) auf. Die damals gewonnenen Erkenntnisse zu Sicherheitsanforderungen werden anhand der neu aufgelegten Dokumente überprüft, Schlussfolgerungen bezüglich möglicher nachteiliger Auswirkungen der Laufzeitverlängerungen auf Österreich werden gezogen.

2 ANALYSE DER WICHTIGSTEN SICHERHEITSRELEVANTEN ASPEKTE – UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

2.1 Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur ersten Konsultationsphase

Nach Stand von UMWELTBUNDESAMT (2019) muss mit den auf den Sicherheits-ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts eines KKW zu installierenden Maßnahmen und Einrichtungen zur Qualitätsgewährleistung, Vermeidung von Ereignissen, Beherrschung von Ereignissen sowie der Auslegung gegen Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen ein umfassender und zuverlässiger Schutz vor den in diesem KKW befindlichen radioaktiven Stoffen erreicht werden. Darüber hinaus sind für auslegungsüberschreitende Anlagenzustände vorsorglich weitere Maßnahmen und Einrichtungen zur Feststellung und Begrenzung der Folgen solcher Zustände vorzusehen.

Von der französischen Nuklearaufsichtsbehörde ASN und dem Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit IRSN wird erwartet, dass sich die 900-MW-Reaktoren an den für den neuen, derzeit im Bau befindlichen Reaktortyp EPR geltenden sicherheitstechnischen Zielen im Falle einer Verlängerung der Laufzeit über 40 Jahre hinaus orientieren. (IRSN 2018)¹

Allerdings stellt das IRSN auch fest, dass eine Reihe von EPR-Sicherheitsanforderungen in den 900-MW-Reaktoren nicht erfüllt werden können. (IRSN 2018)²

In UMWELTBUNDESAMT (2019) sind

- die Systeme, die bei den 900-MW-Reaktoren auslegungsgemäß zur Beherrschung von Störfällen zum Einsatz kommen, beschrieben,
- die zur Bestimmung der Wirksamkeit der erforderlichen Systeme maßgeblichen Transienten, Störfälle und Unfälle aufgelistet,
- die zu berücksichtigenden externen Einwirkungen angegeben.

¹ «Le renfort des exigences de sûreté des réacteurs concernés est un point essentiel pour garantir le meilleur niveau possible de protection des populations et des territoires vis-à-vis des risques d'accident. Le référentiel de sûreté défini pour le réacteur EPR a été considéré dès les premières instructions avec l'ASN et l'IRSN comme un objectif à viser en cas d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs actuels. Les leçons de l'accident de Fukushima ont ensuite conduit à compléter les exigences relatives aux agressions externes de très forte amplitude.» (IRSN 2018)

² «À l'issue des quatrièmes visites décennales, des écarts vont subsister entre le niveau de sûreté de l'EPR et celui des réacteurs de 900 MWe post VD4, eu égard aux différences de conception significatives comme le nombre de trains de systèmes de sauvegarde, la disposition géométrique des enceintes de confinement et bâtiments adjacents (plus favorable à la récupération des fuites sur l'EPR), la cuve (absence de pénétration en fond de cuve sur l'EPR), la bunkerisation des piscines de désactivation du combustible, prévue à la conception sur le réacteur EPR mais non envisagée par EDF pour les réacteurs de 900 MWe.» (IRSN 2018)

Zusammenstellung der wesentlichen Abweichungen von den grundlegenden Sicherheitsanforderungen in UMWELTBUNDESAMT (2019):

Grundlegende Abweichungen der 900-MW-Reaktoren von den zum Zeitpunkt der Veröffentlichung von UMWELTBUNDESAMT (2019) in französischen, europäischen und internationalen Regeln festgelegten Sicherheitsanforderungen betreffen insbesondere:

Systeme, die bei den 900-MW-Reaktoren zur Beherrschung von Störfällen zum Einsatz kommen

- Alle Systeme des sekundärseitigen Notspeisesystems basieren auf einem einzigen Notspeisewasserbehälter. Das primärseitige Notkühlsystem, das primäre Borsystem und das Brennelementlagerbecken-Kühlsystem basieren ebenfalls auf einem einzigen Vorratsbehälter. Somit ist keine vollständige Unabhängigkeit dieser Systeme oder ihrer einzelnen Redundanzen gegeben.
- Zur Einspeisung in den Primärkreis bei offenem Reaktordruckbehälter steht am Standort eine mobile Speisepumpe (motopompe thermique mobile) bereit, die Kühlmittel aus dem Brennelementlagerbecken in den Primärkreis einspeisen kann. Es darf sich nicht mehr als ein Reaktor gleichzeitig in einem Systemzustand mit offenem Primärkreislauf gemäß den Betriebsvorschriften befinden. Die mobile Förderpumpe ist nicht seismisch qualifiziert.
- Es sind keine diversifizierten Systeme oder Einrichtungen für wesentliche Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsebene 3 vorhanden. Lediglich im Bereich der sekundärseitigen Dampferzeugerspeisung sind diversifiziert angetriebene Speisepumpen (eine Pumpe pro Block) vorhanden. Deren Funktion hängt jedoch von der Verfügbarkeit von Dampferzeugern ab, die bei einer Reihe von Ereignissen, z. B. bei einem Bruch im Bereich der Frischdampfleitungen und Notstromfall, allerdings jedoch nicht gewährleistet ist.
- Eine Reihe von sicherheitsrelevanten Komponenten (Sicherheitsebene 3) werden für betriebliche Zwecke (Sicherheitsebene 1) eingesetzt (z. B. fungieren die Dampferzeuger-Notspeisepumpen auch im An- und Abfahrssystem oder die primärseitigen Hochdruckeinspeisepumpen nehmen Aufgaben im Volumenregel- und Chemikaliensystem wahr). (IAEA 2016, Requirement 7)
- Die Sicherheitssysteme sind grundsätzlich $(n + 1)$ redundant. Für den EPR ist jedoch ein höherer Grad an Redundanz $(n + 2)$ gefordert.
- Eine Reihe von sicherheitsrelevanten Komponenten ist nicht seismisch qualifiziert. Somit ist nicht gesichert, dass diese Komponenten im Falle eines Erdbebens verfügbar sind.
- ASN verweist auf die geplante Nachrüstung im Zusammenhang mit dem "noyau dur" (Hardened Safety Core - HSC). Das HSC fungiert als System der 4. Sicherheitsebene. Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene können jedoch nicht genutzt werden, um bestehende Defizite der 3. Sicherheitsebene zu kompensieren.

Zur Bestimmung der Wirksamkeit der erforderlichen Systeme maßgebliche Transienten (PCC-2), Störfälle (PCC-3,- 4) und Unfälle (RRC-A)

- Zum Zeitpunkt der Veröffentlichung von UMWELTBUNDESAMT (2019) lag keine öffentlich zugängliche Dokumentation über die Analyse der PCC-2, PCC-3, PCC-4 sowie RRC-A vor.

Externe Einwirkungen (external hazards)

- Externe übergreifende Einwirkungen wie Erdbeben, Überflutungen oder Flugzeugabsturz wurden nicht systematisch in die Auslegung einbezogen. Dies trifft insbesondere auf die nicht umfassenden Nachweise der Robustheit von Baustrukturen mit Sicherheitsrelevanz im Falle auslegungsüberschreitender externer Einwirkungen zu.
- Von EDF wurden technische Anomalien an verschiedenen Ausrüstungen in französischen KKW festgestellt. Die meisten dieser Anomalien stehen im Zusammenhang mit einer mangelnden Erdbebensicherheit und bestehen seit dem Bau der KKW (ASN 2017a). Betroffen sind eine Vielzahl von Rohrleitungen sowie auch die Diesel-Generatoren. Weiterhin wurden auch bereits seit dem Bau bestehende Schwachstellen in Bezug auf „interne Überflutung“ in allen französischen Anlagen festgestellt (ASN 2016, IRSN 2014).
- Eine Reihe von sicherheitsrelevanten Komponenten sind seismisch nicht qualifiziert. Es ist also nicht gesichert, dass diese Komponenten im Erdbebenfall zur Verfügung stehen. ASN stellt fest, dass die bisher ausgewiesenen Reserven nicht ausreichend belastbar sind. Der Betreiber rechnet auch unzulässigerweise Reserven an, die im Rahmen der Auslegung zur Absicherung bestehender Unwägbarkeiten eingeführt werden.
- Gegenüber der Auslegung des HSC gegen extreme Einwirkungen von außen bleibt der Schutz des bestehenden KKW praktisch unverändert, also in einem unzulässigen Zustand.
- Stürzt ein größeres Flugzeug auf eine 900 MW Anlage ab, kann der Ausfall wichtiger Sicherheitsfunktionen nicht ausgeschlossen werden. Nachrüstmaßnahmen zur Beseitigung der vorhandenen Defizite sind nicht bekannt.

2.2 Diskussion der neuen Information aus den ASN-Dokumenten

Systeme, die bei den 900-MW-Reaktoren zur Beherrschung von Störfällen zum Einsatz kommen

Die bisher von EDF durchgeführten und im Weiteren vorgesehenen Nachrüstmaßnahmen (ASN 2020a, Kap. 2.6.2.4, Kap. 5.1) tragen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit von Strukturen, Systemen und Komponenten der 900-MW-Reaktoren bei. Die Maßnahmen konzentrieren sich im Wesentlichen auf die Beseitigung von im Betrieb der Reaktoren erkannten Schwachstellen, das Erkennen von Problemen des Verhaltens und der Alterung an Strukturen, Systemen und Komponenten, deren Verfolgung und wo möglich deren Beseitigung sowie auf einzelne Verbesserungen zur Erhöhung der Robustheit gegen interne und externe Einwirkungen, insbesondere durch Installation des „Hardened Safety

Cores“ („noyau dur“) (ASN 2020a, Kap. 1) und des Systems EASu (ultimate containment residual heat removal device) (ASN 2020a, Kap. 5.5.1.2.2). Maßnahmen sind auch auf die weitere Verbesserung der Sicherheitskultur gerichtet (ASN 2020a, Kap. 7).

Bestehende grundlegende Defizite bei den 900-MW-Reaktoren (sh. hierzu Kapitel 2.1) gegenüber den von ASN selbst angegebenen Anforderungen an die Sicherheit als Voraussetzung für einen Betrieb über die ursprüngliche Laufzeit hinaus (ASN 2019) bleiben jedoch weiterhin bestehen. Sie betreffen beispielsweise:

- die unvollständige Redundanz bei den Sicherheitssystemen, die nicht durchgängige Unabhängigkeit der Sicherheitssysteme sowie Defizite bei der Gewährleistung der Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen untereinander.
- die bestehende geringe Widerstandsfähigkeit von Komponenten der Notstromversorgung gegen Einwirkungen von außen (ASN 2020). Aspekte der geringen Zuverlässigkeit der Notstromversorgung wurden bereits früher öffentlich thematisiert (Journal 2016).

Erforderlich gehalten werden Verbesserungen bzw. Vervollständigungen des anlageninternen Notfallschutzes im Umfange, dass die Schnittstelle zwischen dem „Hardened Safety Core“, das gegen externe Einwirkungen besser geschützt sein soll als das jeweilige KKW selbst, unter Unfallbedingungen verfügbar bleibt.

Nachzuweisen ist, dass die nachzurüstende Druckentlastungseinrichtung für die rasche Druckabsenkung des Primärkreisdruckes im Kernschmelzfall rückwirkungsfrei auf die vorgelagerten Sicherheitsebenen ausgelegt ist.

Weiterhin nachzuweisen ist, dass die nicht austauschbaren Komponenten, wie z. B. Kabel (Leistungskabel und Leittechnik-Kabel), auch unter Unfallbedingungen im erforderlichen Umfang wirksam bleiben.

Weiterhin sind die Vorkehrungen, die zu treffen sind, dass ein Versagen von Dampferzeuger-Heizrohren während der Betriebszeit nicht unterstellt werden muss (*„Accident sequences including core melt with a significant leak of the steam generator tubes (up to multiple steam generator tube rupture) have to be “practically eliminated“*) (ASN 2014), bisher nicht nachvollziehbar angegeben.

Außerdem wird in (ASN 2020a, Kap. 5.8.4.3) zutreffend angegeben, dass durch die Nachrüstungen selbst wieder Fehlerquellen entstehen können, deren Wirksamwerden sich bis hin zu Kernschmelzsituationen entwickeln können. Gleichzeitig wird hier wiederum eine weitere Unzulässigkeit sichtbar, nämlich die Vermischung des ASG Systems mit dem Hardened Safety Core, also einem System der Sicherheitsebene 3 mit einem der Sicherheitsebene 4.

Zur Bestimmung der Wirksamkeit der erforderlichen Systeme maßgebliche Transienten (PCC-2), Störfälle (PCC-3,- 4) und Unfälle (RRC-A)

In ASN (2020a, Kap. 5.3) werden Ergebnisse einer Reihe analysierter Transienten, Störfälle sowie Unfälle beschrieben. Hierauf beruhen die folgenden kritischen Anmerkungen:

- es ist nicht ausgewiesen, dass die für den EPR in ASN (2014) aufgelisteten Transienten und Störfälle vollständig analysiert wurden,
- für die analysierten Transienten und Störfälle sind die zur deterministischen Analyse erforderlichen konservativen Anfangs- und Randbedingungen nicht oder nur unzureichend erläutert,
- für die deterministische Analyse sind konservative Analyseverfahren anzuwenden. Nach ASN (2020a, Kap. 5.3.1.3.4) wird zur Analyse u. a. die statistische Methode CATHSBI anstelle des bisherigen deterministischen Vorgehens angewendet. Es wird jedoch die erforderliche Unsicherheitsanalyse nicht diskutiert,
- nach ASN (2014) ist gefordert, dass in der Störfallanalyse erst nach 30 Minuten Handmaßnahmen kreditiert werden dürfen („manual action from the main control room can be assumed to take place, at the earliest, 30 minutes after the first significant information is given to the operator.“). Der Nachweis des Ausschlusses von cliff-edge Effekten³ wird in den Nachweisen zur Erfüllung dieses Kriteriums nicht erkennbar durchgehend geführt,
- weiterhin sind die für den EPR in ASN (2014) aufgelisteten RRC-A (Zustände mit Mehrfachausfällen von Sicherheitseinrichtungen) nicht erkennbar vollständig analysiert.

Externe Einwirkungen (external hazards)

In ASN (2020a, Kap. 5.2) werden die Ergebnisse von Analysen externer Einwirkungen dargestellt. Die Analysen konzentrieren sich auf die Einhaltung der in Frankreich geltenden einschlägigen Regeln.

Anzumerken ist folgendes:

- Nach WENRA (2014, Ref.-Level T4.2) gilt, dass die Überschreitungshäufigkeit von Bemessungsereignissen nicht höher als 10^{-4} pro Jahr sein soll. Wenn es nicht möglich ist, diese Wahrscheinlichkeiten mit einem akzeptablen Grad an Sicherheit zu berechnen, ist ein Ereignis auszuwählen und zu begründen, mit dem ein gleichwertiges Sicherheitsniveau erreicht wird. Dieser Nachweis ist nicht systematisch und nur unvollständig geführt.
- Bei den Nachweisen zur Sicherstellung der Standsicherheit von Gebäuden im Falle von auslegungsüberschreitenden bzw. extremen Situationen sind Angaben zum Ausschluss möglicher cliff-edge Situationen nur unvollständig und nicht nachvollziehbar angegeben.
- Der Schutz der KKW gegen naturbedingte übergreifende Einwirkungen muss auch für den Fall von extremen, über die Auslegung deutlich hinausgehender

³ *“A cliff-edge effect is an instance of severely abnormal plant behaviour caused by an abrupt transition from one plant status to another following a small deviation in a plant parameter, and thus a sudden large variation in plant conditions in response to a small variation in an input.”*
(IAEA 2016)

Einwirkungen, gewährleistet sein. Dabei ist zu berücksichtigen, dass der bereits eingetretene Wandel des Klimas Einfluss auf Intensität und Häufigkeit des Wirksamwerdens zumindest eines Teils der Gefahrenquellen (sh. IAEA 2011, 2.18) hat. Eine umfassende Analyse diesbezüglicher Einwirkungen fehlt.

2.3 Schlussfolgerungen

Bestehende grundlegende Defizite bei den 900-MW-Reaktoren gegenüber den von ASN angegebenen Anforderungen an die Sicherheit als Voraussetzung für einen Betrieb über die ursprüngliche Laufzeit hinaus bleiben weiterhin bestehen (sh. Kapitel 2.2).

Es ist weiterhin anzumerken, dass viele der im ASN-Bescheidentwurf angeführten Änderungen erst durch weitere Studien untermauert werden müssen, deren Ergebnisse von ASN in weiterer Folge noch abgenommen werden sollten. Somit liegt zum Ende der 4. PSÜ der insgesamt erforderliche Nachrüstumfang nicht konkret verifiziert vor.

Angesichts der festgestellten Defizite bei der zentral wichtigen Beherrschung von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 besteht gegenüber dem EPR ein deutlich erhöhtes Risiko dafür, dass es zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen der Sicherheitsebene 4 mit der Konsequenz einer Nichteinhaltung der in EU (2014) und IAEA (2015) formulierten sicherheitstechnischen Zielsetzung kommen kann.

Grundsätzlich wären die 900 MW KKW nach Erreichen der projizierten Lebensdauer, also nach 40 Jahren, außer Betrieb zu nehmen. Ausnahmen von diesem Grundsatz sollte es nur geben, wenn das Risiko des Betriebs eines solchen KKW mit dem Sicherheitsstand neuer Reaktoren (z. B. EPR) vergleichbar ist.

3 ANALYSE DER WICHTIGSTEN SICHERHEITSRELEVANTEN ASPEKTE – UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

3.1 Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur ersten Konsultationsphase

Bei der Auslegung der französischen 900-MWe-Reaktoren wurden schwere Unfälle (severe accidents – SA) nicht berücksichtigt. Als Ergebnis früherer periodischer Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) wurden jedoch Ausrüstungen und Maßnahmen für das SA-Management implementiert. Die EU-Stresstests haben jedoch eine Reihe von Mängeln aufgezeigt.

Der Erfüllungsbericht beschreibt die Ziele für die vierte periodische Sicherheitsüberprüfung (4. PSÜ) und die Maßnahmen zur Erfüllung dieser Ziele. In Bezug auf Kernschmelzunfälle heißt es, dass EDF sicherstellen will, dass die Wahrscheinlichkeit von frühen und großen Freisetzungen extrem gering bleibt, während gleichzeitig Maßnahmen ergriffen werden, um langfristige Umweltfolgen zu vermeiden. (EDF 2018a)

Der Nachweis des angemessenen Sicherheitsniveaus entspricht nicht den modernen Sicherheitsanforderungen. Um die aktuellen Sicherheitsziele zu erfüllen, muss jedoch das Konzept des „praktischen Ausschlusses“ verwendet werden.

Zielsetzung der 4. PSÜ der 900-MWe-Reaktoren soll laut ASN eine Verbesserung der Anlagensicherheit sein, um sich dem Sicherheitsniveau des im Bau befindlichen Kernreaktors der dritten Generation in Flamanville (EPR) anzunähern.

Bei Reaktoren der dritten Generation werden Kernschmelzunfälle bereits bei der Auslegung der Reaktoren berücksichtigt, die für diese Reaktoren getroffenen Maßnahmen können nicht alle in der Praxis auf Reaktoren der zweiten Generation übertragen werden. Es ist eine Tatsache, dass die 900-MWe-Reaktoren nicht das EPR-Sicherheitsniveau zur Verhinderung und Minderungen der Folgen von schweren Unfällen erreichen können, da einige spezifische EPR-Merkmale für die 900-MW-Reaktoren nicht umgesetzt werden können.

Nach der Umsetzung aller vorgeschlagenen Änderungen und Maßnahmen zur Verbesserung des Severe Accident Managements (SAM) wird daher eine Lücke zwischen dem Sicherheitsniveau der 900-MW-Reaktoren und dem EPR bestehen bleiben.

Ein systematischer Vergleich zwischen dem Sicherheitsniveau der 900-MW-Reaktoren und modernen Sicherheitsstandards, um die verbleibende Lücke zu verdeutlichen, fehlt im Laufzeitverlängerungsprogramm der EDF. Die Arbeit von EDF konzentrierte sich auf Modifikationen der Wärmeabfuhr ohne Öffnung der gefilterten Entlüftungsvorrichtungen und der Stabilisierung des Coriums auf dem Fundament.

Nach derzeitigem Kenntnisstand kann ein Versagen des Containments nach Durchführung der Modifikation zur Stabilisierung des geschmolzenen Kerns nicht ausgeschlossen werden. Auch die Funktionsfähigkeit der vorgesehenen Modifikation zur Wärmeabfuhr ohne Entlüftung bei einem schweren Unfall ist noch nicht nachgewiesen.

Schlussfolgerung: Für die 900-MW-Reaktoren ist ein Kernschmelzunfall mit einer größeren Freisetzung heute möglich und wird auch nach der Umsetzung des derzeit geplanten Programms möglich sein.

3.2 Diskussion der neuen Information aus den ASN-Dokumenten

Die Zielsetzung der EDF im Bereich der Kernschmelzunfälle („schwere Unfälle, severe accidents“) sind Maßnahmen zur Begrenzung ihrer Auswirkungen. Um dieses Ziel zu erreichen, hat EDF Nachrüstungen geplant, um die Wärme des geschmolzenen Reaktorkerns abzuleiten, ohne die Entlüftungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters zu öffnen. Zudem soll das Risiko des Durchschmelzens des Fundaments begrenzt werden.

ANS hat betont, dass die Zielsetzung ist, das Sicherheitsniveau der 900-MW-Reaktoren dem Sicherheitsniveau des EPR anzunähern.

Durchschmelzens des Fundaments

Die von EDF im Rahmen der 4. PSÜ vorgesehene Strategie zur Begrenzung des Risikos des Durchschmelzens des Fundaments besteht darin, das Corium nach Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB) zu verfestigen und langfristig zu kühlen. Um diese Strategie zu verwirklichen, sind vorher Anpassungsarbeiten im Inneren des Reaktorgebäudes sowie auch der Einbau neuer Kreisläufe erforderlich.

Nach Versagen der RDB fließt das Corium auf den Boden des Reaktorgebäudes. Der Beton löst sich unter dem Einfluss der Hitze des Coriums auf, dies kann zum Durchschmelzen des Fundaments führen. EDF hat als Kriterium gewählt, dass die akzeptable Erosion des Betons auf die Dicke des Fundaments der internen Strukturen begrenzt wird⁴. Der Beton der Reaktoren ist unterschiedlich: kalksandsteinhaltig (Bugey, Gravelines), kieselhaltig (Cruas, Tricastin) und sehr kieselhaltig (Blayais, Chinon, Dampierre, St Laurent).

Abschmelzung der sehr kieselhaltigen Betonfundamente: Die Verfestigung des Coriums und die Dicke des abgeschmolzenen Betons hängen von der Art des Betons der Fundamente ab. Simulationen der IRSN bezüglich der erodierten Stärke von sehr kieselhaltigem Beton unterscheiden sich erheblich von den Ergebnissen der EDF. Laut IRSN verfestigt sich das Corium erst bei einer abgeschmolzenen Stärke von etwa drei Metern, wodurch das von EDF gewählte Kriterium nicht eingehalten wird. Die komplexen physikalischen Phänomene bei der Verfestigung des Coriums sind noch Gegenstand umfangreicher Untersuchungen. EDF nimmt am internationalen Forschungs- und Entwicklungsprogramm ROSAU (Reduction of Severe Accident Uncertainties) teil und wird außerdem bis

⁴ Das Fundament der inneren Strukturen (ca. 1 m) dient der vertikalen Lastverteilung der Wände und das strukturelle, untere, Fundament stützt die Struktur (ca. 3,5 m, Ausnahme Bugey (1,5 m), Chinon und Cruas (3 m)). Für das KKW Bugey ist das Kriterium eine Stärke von mindestens 2 m beizubehalten.

2022 zusätzliche Versuche zum Verhalten des sehr kieselhaltigen Betons durchführen. In Erwartung der Ergebnisse dieser Forschungsprogramme verlangt ASN, dass EDF notwendige Arbeiten zur Verstärkung der Fundamente aus sehr kieselhaltigem Beton vorbereitet, damit die Mittel vorhanden sind, um diese Maßnahmen ab 2025 durchführen zu können. (siehe Anordnung [AG-A])⁵

Um die **trockene Ausbreitung des Coriums** sicherzustellen, will EDF Mittel bereitstellen, die das Vorhandensein von Wasser im Ausbreitungsbereich verhindern. Durch diese Maßnahmen soll auch das Risiko einer Dampfexplosion ausgeschlossen werden. EDF will zudem Sensoren einsetzen, um dort eventuell vorhandenes Wasser aufzuspüren.⁶

Um nachzuweisen, dass das Corium in dem für die Ausbreitung vorgesehenen Bereichen bleibt, hat EDF Berechnungen durchgeführt, um das **Risiko des seitlichen Durchbrechens der Wände** des RIC-Raums durch das Corium zu beurteilen. EDF meint, dass ein seitliches Durchbrechen der Wände bei sehr kieselhaltigem Beton nicht ausgeschlossen ist. EDF hält die Auswirkungen eines solchen Durchbruchs aber für akzeptabel. ASN nimmt an, dass bei allen Reaktoren in den Wänden des RIC-Raums Risse auftreten könnten, was die Dichtheit beeinträchtigen könnte. Dieses Risiko hat EDF nicht betrachtet. Deshalb hält ASN die Stärke der Wände für ungenügend. (siehe Anordnung [AG-A]).

Bewertung: Die Maßnahme kann noch nicht als effektiv bezeichnet werden. Bei der Hälfte der KKW ist ein Durchschmelzen der Fundamente zu erwarten. Bei allen Reaktoren kann es zu einem Durchbrechen der Wände und damit auch zu Freisetzungen kommen.

Ableitung der Restwärme aus der Anlage ohne Entlüftung

EDF will ein System (EASu-System) einbauen, um bei einem schweren Unfall die Restwärme aus dem Sicherheitsbehälter abzuleiten. Dieses System leitet den Inhalt des Beckens des Reinigungs- und Kühlsystems des Brennelementbeckens (SFP) in die Anlage und bringt das Wasser in einen neuen Kühlkreislauf. Die Kühlung geschieht durch einen Wärmetauscher, der von der FARN über eine mobile Pumpe und geeignete Anschlussleitungen mit einer Wärmesenke verbunden wird.

Schwerer Unfall aufgrund eines internen Ereignisses: Die von IRSN durchgeführte Modellierung zeigt, dass der Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters innerhalb von 24 h erreicht würde. Diesen Zeitraum benötigt die FARN. Die IRSN-Bewertung zeigt auch, dass ein zusätzliches Wasservolumen ermöglichen würde, den Druck während der ersten 24 h ausreichend gering zu halten. ASN fordert daher, die Einspeisung eines zusätzlichen Volumens von Borwasser zu ermöglichen, um das Risiko eines Druckanstiegs deutlich zu reduzieren. (siehe Anweisung [AG-B])⁷

⁵ Die Besonderheit der Fundamente im KKW Bugey sind Gegenstand einer besonderen Anweisung.

⁶ Allerdings sieht EDF keinen Sensor im RIC-Raum des KKW Bugey vor, die trockene Ausbreitung des Coriums soll durch ein Rückschlagventil kontrolliert werden.

⁷ Die Probabilistic Safety Analysis (PSA) 2 zeigt, dass das Risiko des Durchschmelzens des Fundaments zum großen Teil auf den EASu-Ausfall vor Ablauf von 24 Stunden zurückzuführen ist und noch relativ hoch ist.

Schwerer Unfall infolge einer „Hardened Safety Core-Situation“: ASN weist darauf hin, dass das EASu-System erst dann geeignet wäre, die Folgen eines schweren Unfalls, der durch eine extreme externe Einwirkung ausgelöst wird, zu begrenzen, wenn die Modifikation der Dampferzeuger durchgeführt wurde. Dies ist erst für Phase B vorgesehen.

Bewertung: Zahlreiche weitere Komponenten und Maßnahmen sind aus Sicht von ASN erforderlich, damit das System zur Abfuhr der Restwärme eingesetzt werden kann. Es ist unverständlich, dass die wichtige Modifikation zur Verhinderung einer großen radioaktiven Freisetzung erst in Phase B (= vier Jahre nach der PSÜ) ausgeführt werden soll.

Qualität der mechanischen Komponenten des EASu-Systems: Das EASu-System wird sowohl für die Verhinderung von schweren Unfällen als auch für die Begrenzung der Folgen eines schweren Unfalls eingesetzt. So könnte eine Funktionsstörung einer Komponente des Systems zwei Sicherheitsebenen ausschalten. Daher sollen die Pumpen nach strengen Anforderungen ausgelegt werden.

Bewertung: Es entspricht nicht aktuellen Sicherheitsanforderungen, dass ein Sicherheitssystem mehreren Sicherheitsebenen zugeordnet ist. Dieses Defizit wird auch durch die hohen Anforderungen an die Auslegung nicht kompensiert.

Wiedereinleitung von Wasser in das Reaktorgebäude: Bei Leckagen könnte kontaminiertes Wasser auf den Boden des Brennstoffgebäudes (BK) laufen, auf dem die Komponenten des EASu-Systems eingebaut sind, und dessen Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit beeinträchtigen. Die frühe Wiedereinleitung des Wassers vom Boden des BK in das Reaktorgebäude würde die Auswirkungen begrenzen. EDF hat dafür eine Maßnahme vorgesehen. ASN fordert, dass diese Maßnahme auch bei höherem Druck möglich ist. (siehe Anordnung [AG-B])

Langfristige Ausfälle des EASu-Systems: EDF hat sich verpflichtet, die Möglichkeiten zu untersuchen, langfristig auf den Ausfall des EASu-Systems zu reagieren. EDF hat das Prinzip einer Vorrichtung untersucht. Ein mobiles System würde im Fall eines mittel- oder langfristigen Ausfalls des EASu-Systems für einen ausreichenden Zeitraum eingesetzt werden. (siehe Anordnung [AG-B])

Radiologische Auswirkungen von schweren Unfällen: Bei einigen schweren Unfallszenarien unter Einsatz des EASu-Systems ohne Öffnung der U5-Filteranlage gibt es zwischen der Bewertung von EDF und IRSN starke Abweichungen bezüglich der Mengen der unterschiedlichen chemischen Iodverbindungen im Sicherheitsbehälter. ASN ist der Ansicht, dass EDF die Menge an Iod unterschätzt und fordert, dass EDF Maßnahmen ergreifen muss, um im Falle eines schweren Unfalls die Freisetzung von Iod in der Gasphase aus kontaminiertem Wasser deutlich zu reduzieren (siehe Anweisung [CR-B])

Bewertung: Noch ist ein Ausfall des EASu-Systems in unterschiedlichen Unfallsituationen möglich. Eine Reihe von zusätzlichen Nachrüstungen sind von ASN gefordert, um die Zielsetzung des Systems annähernd zu erreichen.

Verringerung der Freisetzung bei Entlüftung des Sicherheitsbehälters

Die U5-Filteranlage soll während eines schweren Unfalls bei zu hohem Druck des Sicherheitsbehälters zu einer gefilterten Entlüftung in die Atmosphäre dienen. ASN ist der Ansicht, dass die U5-Filteranlage vorhanden sein muss, um bei einem Ausfall des EASu-Systems eingesetzt zu werden. ASN fordert, dass die U5-Filteranlage auch nach einem schweren Erdbeben einsatzfähig bleiben muss. (siehe Anordnung [AG-C])

Aufgrund des Einbaus des EASu-Systems hat EDF keine Studie zur Verbesserung der Wirksamkeit der U5-Filteranlage übermittelt. Neue Forschungen des IRSN haben gute Filterkapazitäten für organische Iodverbindungen nachgewiesen. EDF hat sich verpflichtet, ihre Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu diesem Thema weiter zu verfolgen und gegebenenfalls im Dezember 2024 ein Programm zur Nachrüstung vorzulegen.

Bewertung: Die Nachrüstungen der U5-Filteranlage hinsichtlich fehlender Auslegung gegen Erdbeben und mangelnder Jodfilterung sind noch nicht erfolgt, obwohl die erheblichen Sicherheitsdefizite bereits vor 10 Jahren beim Stresstests bekannt wurden.

Instrumente für das Unfallmanagement: EDF plant Temperaturmessgeräte und Instrumente zur Messung des Wasserstands auf dem Boden der Anlage einzubauen. EDF hat sich zudem verpflichtet, die Möglichkeit des Einbaus von Geräten zu untersuchen, mit deren Hilfe die Ausbreitung des Coriums im RIC-Raum überwacht werden kann.

Fähigkeit der Betriebsmannschaft: Laut ASN hat EDF bisher nicht nachgewiesen, dass die Betriebsmannschaft im Falle eines (schweren) Unfalls die Maßnahmen vor Ort innerhalb der geforderten Fristen ausführen kann und die entsprechenden Räumlichkeiten zu betreten sind. (siehe Anweisung [FOH-B])

Bewertung: Das Gelingen des Severe Accident Management hängt von schnellen zielgerichteten Handlungen der Betriebsmannschaft ab. Zum jetzigen Zeitpunkt ist nicht einmal geklärt, ob dies grundsätzlich möglich ist.

Umgang mit dem kontaminierten Wasser

Nach dem Unfall im KKW Fukushima Daiichi hatte ASN EDF angewiesen, eine *Machbarkeitsstudie für den Einbau einer geotechnischen Abgrenzung zur Verhinderung der Ausbreitung von kontaminiertem Wasser im Falle eines schweren Unfalls* zu übermitteln. EDF hat ihre Studie am 20. Dezember 2012 vorgelegt. EDF meint, dass der Nutzen dieser Vorrichtungen die Kosten nicht rechtfertigt.

IRSN führte eine Bewertung der Folgen eines Durchschmelzens des Fundaments ohne eine spezielle Vorrichtung zur Begrenzung der Kontamination durch. An den meisten Flusstandorten kann die Radionuklidkonzentration im jeweiligen Fluss einige Monate nach dem Durchschmelzen die Referenzdosiswerte für Trinkwasser (0,1 mSv/Jahr) um einen Faktor von etwa 1.000 überschreiten. Zudem kann nach einem schweren Unfall auch ohne Durchdringung des Fundaments kontaminiertes Wasser aus dem Reaktorgebäude auslaufen und dazu führen, dass die Referenzwerte für Trinkwasser überschritten werden. EDF hat sich daher verpflichtet, Mittel zur Reduzierung des Risikos der Kontaminierung des Wassers in der Umgebung bereitzustellen. (siehe Anordnung [AG-D]).

Bewertung: Die Entwicklung einer ausreichend wirkungsvollen Maßnahme für die Begrenzung der Ausbreitung von kontaminiertem Wasser in die Umwelt und zu Kosten, die als verhältnismäßig angesehen werden, dauert noch an.

3.3 Schlussfolgerungen

Die Überprüfung durch die Nuklearaufsichtsbehörde ASN zeigte eine Reihe von Defiziten in den von EDF bislang vorgelegten Konzepten. ASN fordert nun die Umsetzung von signifikanten Verbesserungen der Konzepte.

Das von EDF vorgeschlagene Konzept zur Verhinderung des Durchschmelzens des Fundaments kann noch nicht als effektiv bezeichnet werden. Bei der Hälfte der KKW ist ein Durchschmelzen der (sehr kieselhaltigen) Fundamente zu erwarten. Eine Entscheidung zu der erforderlichen Verstärkung der entsprechenden Fundamente ist noch nicht getroffen. Ob die in einigen Jahren zwischen ASN und EDF vereinbarten Maßnahmen ausreichend sind, kann derzeit noch nicht bewertet werden.

Die Überprüfung der ASN zeigte, dass das wesentliche Sicherheitssystem EASu in unterschiedlichen Unfallsituationen ausfallen kann. Erhebliche weitere Komponenten und Maßnahmen sind aus Sicht von ASN erforderlich, damit das System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Sicherheitsbehälter eingesetzt werden kann. Ob sich diese Anforderungen alle umsetzen lassen ist zudem fraglich.

Eine wichtige Modifikation zur Verhinderung einer großen radioaktiven Freisetzung soll erst in Phase B (vier Jahre nach der PSÜ) ausgeführt werden.

Aber auch im Falle einer erfolgreichen Umsetzung aller geforderten Komponenten und Maßnahmen entspricht das EASu nicht aktuellen Sicherheitsanforderungen, da es Aufgaben in mehreren Sicherheitsebenen übernehmen soll.

Das Gelingen des Severe Accident Management (SAM) hängt zudem von schnellen, zielgerichteten Handlungen der Betriebsmannschaft ab. Laut ASN (2020b) hat EDF bisher nicht nachgewiesen, dass dieses grundsätzlich möglich ist.

Die Nachrüstungen der U5-Filteranlage hinsichtlich fehlender Auslegung gegen Erdbeben und mangelnder Iodfilterung sind noch nicht erfolgt, obwohl die erheblichen Sicherheitsdefizite bereits seit 2011 bekannt sind.

Auch die Entwicklung einer ausreichend wirkungsvollen Maßnahme für die Begrenzung der Ausbreitung von kontaminiertem Wasser in die Umwelt und zu Kosten, die als verhältnismäßig angesehen werden, dauert noch an.

Die Bewertung der vorgelegten Konzepte im Bereich Kernschmelzunfälle für die französischen 900-MW-Reaktoren verdeutlichte die technischen (und wirtschaftlichen) Grenzen für die Erreichung des Sicherheitsniveaus des EPR.

Insgesamt ist das gesetzte Ziel der Begrenzung der radiologischen Auswirkungen in Folge eines schweren Unfalls nicht erreicht.

4 LAGERUNG ABGEBRANNTER BRENNLEMENTE

4.1 Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur ersten Konsultationsphase

Die Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente (SFP) befinden sich nicht innerhalb des Containments, sondern in einem separaten Gebäude. Dieses Gebäude hat ein dünnes Metaldach und relativ dünne Wände (0,3 m) (ASN 2011). Die Wanddicke im Bereich des Beckens beträgt ca. 0,8 bis 1 m. Daher ist die Verwundbarkeit des Gebäudes durch äußere Einwirkungen relativ hoch. Die SFP haben eine Lagerkapazität von 382 Brennelementen, wobei für eine Kernentladung 157 Plätze freizuhalten sind.

Ein Bericht der US National Academy of Sciences (NAS) kam zu dem Schluss, dass ein möglicher Terroranschlag auf derartige Lagergebäude eine Freisetzung großer Mengen radioaktiven Materials verursachen kann. (NSA 2006) Die Gefahr einer starken Beschädigung des Lagerbeckens durch ein Erdbeben wurde durch den Fukushima-Unfall im Jahr 2011 deutlich.

Für die Betrachtung der möglichen (radiologischen) Folgen eines Unfalls ist es wichtig, zwei verschiedene Szenarien zu unterscheiden:

a): Wenn das Beckenkühlsystem ausfällt und das Wasser langsam zu sieden anfängt, dauert es Tage oder Wochen, bis die Brennelemente freiliegen. Falls jedoch der gesamte Kern in das Becken entladen wurde, müssten innerhalb weniger Stunden Interventionsmaßnahmen durchgeführt werden.

b): Wenn ein äußeres Ereignis eine größere Beschädigung des Gebäudes mit Wasserverlust verursacht und eine Überspeisung des Lecks nicht möglich ist, kommt es innerhalb von Stunden zu erheblichen radioaktiven Freisetzungen. Brennstoff, der erst kurze Zeit zuvor aus dem Reaktor entnommen wurde, kann innerhalb weniger Stunden eine Temperatur von 900 °C erreichen. Bei dieser Temperatur entzünden sich die Brennstoffhüllen aus Zircaloy an der Luft. Letztendlich könnte das gesamte Inventar des Kühlbeckens schmelzen. (ALVAREZ et al. 2003) In dieser Situation müsste die Bevölkerung in extrem kurzer Zeit evakuiert werden. Laut einer aktuellen US-Studie könnten etwa 75 Prozent (10-90 Prozent) des Cäsium-137 freigesetzt werden. (HIPPEL & SCHOEPNER 2016)

Die Gebäude für abgebrannte Brennelemente in den französischen KKW sind gut sichtbar und daher relativ leichte Ziele für einen Angriff aus der Luft. Eine von der deutschen Atomaufsicht in Auftrag gegebene generische Studie ergab, dass bereits ein kleines Verkehrsflugzeug (z. B. ein Airbus A320) große Schäden an den rechteckigen Reaktorgebäuden mit einer Wandstärke von 0,6 bis 1 m verursachen würde. (BMU 2002) Dieses Ergebnis kann auf das Brennelementgebäude der französischen KKW übertragen werden.

Der EU-Stresstest wies auf mehrere erhebliche Sicherheitsdefizite für die Brennelementlagerbecken der 900-MWe-Reaktoren hin. Die wichtigsten der notwendigen Nachrüstmaßnahmen sind noch nicht umgesetzt worden. Der Stresstest ergab unter anderem, dass das Gebäude nicht dafür ausgelegt ist, die radioaktiven Stoffe im Falle eines Druckanstiegs infolge einer Dampffreisetzung durch kochendes Wasser zurückzuhalten, da sich das Becken nicht innerhalb einer leckdichten, druckfesten Struktur befindet.

Laut dem Erfüllungsbericht hat sich die EDF für die 4. PSÜ nur das Ziel gesetzt sicherzustellen, dass die Wahrscheinlichkeit einer Freilegung von Brennelementen im Falle einer unbeabsichtigten Entleerung und eines Verlusts der Kühlung äußerst gering ist. (EDF 2018a)

Dieser Ansatz, nur auf eine sehr geringe Wahrscheinlichkeit eines schweren Unfalls im SFP hinzuweisen, steht nicht im Einklang mit den Anforderungen der WENRA (2014a) Danach soll ein schwerer Unfall in einem SFP mit einem hohen Maß an Sicherheit extrem unwahrscheinlich sein. Der Nachweis sollte sich nicht allein auf die Einhaltung eines probabilistischen Grenzwertes stützen.

Als Reaktion auf den Fukushima-Unfall empfiehlt die ENSREG (2012) die Verbesserung der Robustheit der SFP. Dies umfasst unter anderem Maßnahmen zur Neubewertung/Aufrüstung der strukturellen Integrität der SFP. Eine Verstärkung der Struktur ist von EDF nicht vorgesehen. Nach Ansicht von EDF könnte eine schnelle Entleerung der SFP nur aufgrund des Betriebs der Pumpen auftreten und es soll eine automatische Abschaltung dieser Pumpen implementiert werden.

Es sind zudem Maßnahmen vorgesehen, um die Kühlung des SFP nach dem Verlust der Stromversorgung und/oder der Wärmesenke wiederherzustellen. Mit der vorgesehenen Maßnahme ist es jedoch nicht möglich, das SFP im Falle eines Kühlwasserverlustes aufgrund eines Schadens in der Struktur wieder aufzufüllen.

Die gefährlichste Schwachstelle, die Verwundbarkeit der SFP, wird für die nächsten 20 Jahre bestehen bleiben. Somit werden die 900-MW-Reaktoren nicht die Sicherheitsstandards des EPR (Schutz des Brennelementgebäudes gegen Flugzeugabsturz) erreichen. Für den EPR bietet die äußere Hülle (doppelte Betonabschirmung), die sowohl das Reaktorgebäude als auch den SFP umschließt, Schutz gegen den Absturz großer Verkehrsflugzeuge.

4.2 Diskussion der neuen Information aus den ASN-Dokumenten

Bei der Auslegung der 900 MW-Reaktoren wurden Unfälle mit Verlust der Kühlung oder des Wassers im SFP nicht untersucht. Sie wurden seitdem teilweise in den Sicherheitsnachweis eingegliedert. EDF hat im Zuge der generischen Phase der 4. PSÜ die Sicherheit der SFP geprüft und dabei folgende Modifikationen identifiziert, die umgesetzt werden sollen:

- die automatische Abschaltung der Pumpen des SFP und die automatische Isolierung der Absaugleitung,
- die Positionierung eines Rückschlagventils im SFP-Kühlkreislauf,
- die Einrichtung eines neuen Einspeisekreislaufs (SEG), der zum „Hardened Safety Core“ gehört und aus flexiblen Einrichtungen und Verbindungen besteht und durch die neue Wasserquelle versorgt wird (SEU-System);
- ein zusätzliches Kühlsystem („PTR-bis“), welches aus den bereits vorhandenen festen Kreisläufen und mobilen Systemen besteht und durch die FARN eingesetzt wird und die Wiederaufnahme der Kühlung im geschlossenen Kreislauf ermöglichen soll.

Zielsetzung der Überprüfung

ASN stellt fest, dass die von EDF genannte Zielsetzung, dass es „äußerst unwahrscheinlich sein muss, dass Brennelemente im Lagerbecken freigelegt werden, wenn es zu einer störfallbedingten Entleerung und einem Kühlverlust kommt“ nicht vollständig der geforderten Zielsetzung der 4. PSÜ entspricht: Die Nuklearaufsichtsbehörde verwies darauf, dass „die Studien zur Sicherheitsüberprüfung der Becken im Hinblick auf die auf neue Reaktoren anwendbaren Sicherheitsziele durchgeführt werden müssen und die Möglichkeit einer Verlängerung der Betriebsdauer hinsichtlich eines „praktischen Ausschlusses“ des Risikos einer Brennstoffschmelze im Brennstoffgebäude geprüft werden muss.“

Die ASN betont insbesondere, dass das Verhalten der Reaktoren unter Berücksichtigung der entsprechenden PCC („Plant Condition Categories“), die bei der Auslegung des EPR herangezogen wurden, zu prüfen sei. EDF hat eine Vorgehensweise präsentiert, die dieser Forderung nur teilweise entsprach.

Nach Auffassung der ASN sollte zudem der angestrebte **sichere Zustand** einem Zustand entsprechen, in dem die drei grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Reaktivitätskontrolle, Abfuhr der Nachzerfallsleistung, Rückhalt radioaktiver Stoffe) dauerhaft gewährleistet sind. Der von EDF definierte sichere Zustand, der nur auf die ersten beiden Sicherheitsfunktionen abzielt, kann nicht als solcher Zustand angesehen werden. Im Fall des Siedens plant EDF zur Verringerung des Drucks ein Ventil im Brennelementgebäude zu öffnen. Dies bedeutet eine geringe, aber dauerhafte Emission radioaktiver Stoffe in die Umwelt.

ASN ist der Ansicht, dass der sichere Zustand nur durch die Wiederaufnahme der Kühlung im geschlossenen Kreislauf sichergestellt werden kann. EDF hat sich nun verpflichtet, die Unfallsituationen aufzulisten, für die ein Sieden auf lange Sicht nicht verhindert werden kann, und für diese Situationen Vorkehrungen zur Verhinderung des Siedens zu treffen. (siehe Anordnung [PISC-C])

Bewertung: ASN kritisierte zu Recht (siehe hierzu auch UMWELTBUNDESAMT 2019) die begrenzte Zielsetzung von EDF für das zu erreichende Sicherheitsniveau für das Brennelementlagerbecken.

Stör- und Unfälle bei der Lagerung oder Handhabung der Brennelemente

Im aktuellen Sicherheitsbericht für 900-MWe-Reaktoren betrachtet EDF keine Unfallsituation, die mit dem Versagen von Komponenten verbunden ist, die für die Sicherheit des Lagerbeckens notwendig sind. Entsprechende Untersuchungen wurden inzwischen ergänzend durchgeführt, allerdings ohne Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors. EDF untersuchte nun Situationen, die für den Sicherheitsnachweis des EPR untersucht wurden. In diesem Zusammenhang definierte EDF Studienregeln, die aus Sicht von ASN noch erweitert sowie in den Sicherheitsbericht integriert werden müssen. (siehe Anordnung [PISC-B])

Im Hinblick auf das Ziel „**praktischer Ausschluss**“ des Risikos einer Brennstoffschmelze im SFP hält es ASN für notwendig, in einem eigenen Kapitel des Sicherheitsberichts die folgenden Situationen sowie die zugehörigen Annahmen aufzunehmen: Situationen mit teilweisem oder vollständigem Verlust der Kühlung des SFP sowie Situationen von Rohrbrüchen an einem isolierbaren Abschnitt, der mit dem SFP verbunden ist. ASN hält es für erforderlich, dass weitere Situationen von EDF untersucht werden. Für den Fall, dass die Studien dazu führen

würden, dass Modifikationen definiert werden, die in Anbetracht der Sicherheitsfragen nicht verhältnismäßig sind, muss EDF Maßnahmen nachweisen, diese Situationen mit weniger nachteiligen Regeln zu bewältigen (siehe Anordnung [PISC-B]).

Unter Anbetracht des Zieles „praktischer Ausschluss“ ist laut ASN zudem die Prüfung von Cliff-Edge-Effekten, z. B. bei nicht isolierbaren Leckagen und im Fall der Berücksichtigung von verzögerten Handlungen der Bedienmannschaft (wie für den EPR angenommen) erforderlich. Während der Untersuchung wurden zusätzliche Unfallsituationen identifiziert, die zu einem Verlust des Wasserinventars oder einer unzureichenden Kühlung der Brennelemente führen könnten. EDF muss die mit diesen Situationen verbundenen Risiken bewerten und Lehren daraus ziehen. EDF hat sich dazu verpflichtet, was für ASN zufriedenstellend ist.

Bewertung: Der Untersuchungsumfang von EDF zu möglichen Unfallsituationen im SFP war bisher nicht ausreichend. ASN fordert umfangreiche Nachreichungen, schränkt aber hinsichtlich der erforderlichen Nachrüstungen bereits ein, dass diese „verhältnismäßig“ sein müssen. Das dann schlussendlich erreichte Sicherheitsniveau kann daher noch nicht bewertet werden.

Für die Kühlsysteme der SFP war keine physische Trennung ihrer beiden redundanten Sicherheitsstränge vorhanden, daher sind sie besonders anfällig für interne Einwirkungen (z. B. **Brand**). EDF hat die Installation einer feuerresistenten Schutzwand zwischen den Pumpen vorgesehen.

Studien von EDF zeigten, dass eine **Explosion** in einigen kerntechnischen Nebengebäuden zum Ausfall der Kühlung des SFP führen könnte. Um den Ausfall zu kompensieren, kann laut EDF der neue SEG-Einspeisekreislauf verwendet werden. ASN ist der Ansicht, dass dies eine deutliche Verringerung des Risikos bedeutet. Aber ASN ist auch der Ansicht, dass EDF ihre Studien zur Explosionsgefahr erheblich überarbeiten muss.

Die Studien zur Gefahr der **Überflutung aus interner Ursache** für das KKW Bugey wurden verspätet übermittelt und daher von ASN nicht bewertet. Für die Reaktoren des Typs CPY muss EDF laut ASN nachweisen, dass das Leck zu isolieren und die Kühlung des SFP mit geschlossenem Kreislauf wieder aufzunehmen ist. Im Falle eines isolierbaren Lecks, das zu einer Entleerung des SFP in den Raum führen kann, in dem sich das Absperrventil befindet, ist die Isolierung des Lecks durch manuelle Betätigung dieses Ventils nicht gewährleistet. Daher fordert ASN, dass EDF eine Lösung für die manuelle Isolierung des Ventils untersucht und umsetzt. ASN ist der Auffassung, dass größere Leckagen (analog zu den Sicherheitsstudien des EPR) untersucht werden müssen. Laut EDF sind auch bei größeren Leckagen Gegenmaßnahmen möglich. ASN ist jedoch der Ansicht, dass das Absperrventil überschwemmt werden könnte, bevor es das Leck isoliert hätte. EDF hat sich verpflichtet, die geforderten Studien durchzuführen, was laut ASN zufriedenstellend ist.

Bewertung: Hinsichtlich eines Brandes entspricht das durch Nachrüstung erreichte Sicherheitsniveau nicht dem heutzutage geforderten Sicherheitsniveau. Für Unfallsituationen durch Explosionen und Leckagen stehen noch weitere Studien und ggf. Nachrüstungen aus.

Risiken in Verbindung mit der Handhabung der Behälter

Bei 900-MWe-Reaktoren werden die Behälter, die 110 Tonnen oder mehr wiegen, mit einem schweren Kran auf einer Höhe von bis zu über 20 Metern bewegt. Ein herabfallender Behälter kann einen Verlust der Beckenintegrität und einen Wasserverlust verursachen. Um diese Risiken zu begrenzen, sind je nach Reaktor Dämpfungseinrichtungen unterschiedlicher Art installiert oder werden in naher Zukunft installiert. Für das KKW Bugey hat sich EDF verpflichtet, zusätzliche Untersuchungen durchzuführen, was laut ASN zufriedenstellend ist.

EDF hat eine Studie über das Kritikalitätsrisiko im Behälter nach Absturz durchgeführt. Für das KKW Bugey hat sich EDF angesichts der Risiken verpflichtet, den Hohlraum vor der Handhabung zu trocknen. EDF hat sich verpflichtet, zusätzlich Untersuchungen zum Risiko einer Ansammlung von Wasserstoff im Inneren des Behälters einzureichen, was laut ASN zufriedenstellend ist.

Bewertung: Im Bereich Handhabung stehen noch einige Studien zu wichtigen Sicherheitsfragen aus. Bemerkenswerterweise hält ASN die Zusage von EDF, diese durchzuführen, bereits für ausreichend.

4.3 Schlussfolgerungen

Am Ende der Umsetzung der im Rahmen der 4. PSÜ geplanten Nachrüstungen soll als Teil des „Hardened Safety Core“ ein zusätzliches Kühlsystem des Brennelementelagerbeckens (SFP), ein Nachspeisewassersystem und eine Notwasserquelle implementiert sein. Mit diesen erheblichen Nachrüstungen kann das Risiko einer Brennelementefreilegung in vielen Unfallsituationen reduziert werden.

ASN kritisiert jedoch die begrenzte Zielsetzung für das zu erreichende Sicherheitsniveau. Der Untersuchungsumfang von EDF zu möglichen Unfallsituationen im SFP ist bisher nicht ausreichend. EDF muss die Liste an Situationen, die zu einem Wasserverlust oder zu mangelnder Kühlung der Brennelemente im SFP führen könnten, vervollständigen, um etwaige umzusetzende Maßnahmen zu identifizieren.

ASN fordert umfangreiche Nachreichungen, schränkt aber hinsichtlich der erforderlichen Nachrüstungen bereits ein, dass diese „verhältnismäßig“ sein müssen. Das dann schlussendlich erreichte Sicherheitsniveau kann daher noch nicht bewertet werden.

Um langfristig die Freisetzung aus dem SFP im Falle eines schweren Unfalls zu vermeiden, ist das Erreichen eines sicheren Zustands ohne Sieden des Wassers erforderlich. Ob dieser Zustand für alle Unfallszenarien erreicht werden kann, muss EDF noch nachweisen.

Hinsichtlich eines Brandes entspricht das durch Nachrüstung erreichte Sicherheitsniveau nicht dem heutzutage geforderten Sicherheitsniveau. Für Unfallsituationen durch Explosionen und Leckagen stehen noch weitere Studien und ggf. Nachrüstungen aus, erst dann kann das erreichte Sicherheitslevel bewertet werden.

EDF hat auch die Folgen des Absturzes eines Flugzeugs der allgemeinen Luftfahrt auf das Brennstoffgebäude untersucht. Laut EDF führt dies nicht zu einer Freilegung der Brennelemente im SFP. Diese Aussage ist auf Basis der bereits

vorliegenden Studien zum Flugzeugabsturz nicht nachvollziehbar und kann ohne Darlegung der für die Studie verwendeten Annahme (z. B. zum Flugzeugtyp) nicht bewertet werden.

Ob die noch zu bestimmenden weiteren Nachrüstungen das von ASN gesteckte Sicherheitsniveau erreichen werden, ist zurzeit noch fraglich. Die bedeutendste Schwachstelle, die Verwundbarkeit des SFP gegenüber externen Einwirkungen, würde im Falle einer Betriebsverlängerung weitere 20 Jahre bestehen bleiben, da Maßnahmen zur Behebung dieser Schwachstelle nicht vorgesehen sind.

Insgesamt sind unfallbedingte Freisetzungen aus dem Brennelementlagerbecken mit erheblichen Auswirkungen auch auf Österreich nicht ausgeschlossen.

5 ANALYSE DER REGELKONFORMITÄT BEI WICHTIGEN SICHERHEITSRELEVANTEN STRUKTUREN, SYSTEMEN UND KOMPONENTEN

5.1 Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur ersten Konsultationsphase

ASN erwartet als Voraussetzung für einen Betrieb über die projektierte Lebensdauer hinaus, dass Verbesserungen an den 900-MW-Reaktoren in einem Umfang vorgenommen werden, der sich an den für den EPR geltenden Sicherheitsanforderungen orientiert: *„The safety reassessment of these reactors and the resulting improvements must be carried out in the light of the new generation of reactors, such as the EPR, the design of which meets significantly reinforced safety requirements.“* (ASN 2019)

Die folgenden aktuellen Sicherheitsanforderungen wurden der Bewertung des Sicherheitszustandes der 900-MW-Reaktoren in UMWELTBUNDESAMT (2019) als Mindeststandard zu Grunde gelegt:

- IAEA

Die „IAEA Safety Standard Series“ stellen den internationalen Konsens zu Anforderungen an die Sicherheit von KKW dar. Das Defence-in-Depth Sicherheitskonzept dient den Safety Standards der IAEA als sicherheitstechnische Grundlage, wobei hier insbesondere die die Auslegung von KKW betreffenden Anforderungen (IAEA 2016) als Bewertungsmaßstab heranzuziehen sind.

- EU/WENRA

Die „WENRA Safety Issues“ sind als ein harmonisierter europäischer Sicherheitsstandard für KKW anzusehen. In der EU Sicherheitsdirektive (EU 2014) werden demgemäß die „WENRA Safety Issues“ (WENRA 2014), untersetzt durch die WENRA Reference Level (WENRA Ref.-Level), als Bezugsmaß für den zu gewährleistenden Stand der Sicherheit von KKW verstanden.

- Frankreich

In Bezug auf grundlegende Anforderungen an die kerntechnische Sicherheit sind insbesondere heranzuziehen (JORF 2012), (ASN 2014) und (ASN 2017).

In der Vienna Declaration on Nuclear Safety (IAEA 2015, 1., 2.) ist das zu erreichende Schutzniveau für Reaktoren beschrieben: *“New nuclear power plants are to be designed, sited, and constructed, consistent with the objective of preventing accidents in the commissioning and operation and, should an accident occur, mitigating possible releases of radionuclides causing long-term off site contamination and avoiding early radioactive releases or radioactive releases large enough to require long-term protective measures and actions.”* In Bezug auf in Betrieb befindliche Reaktoren heißt es weiter: *“Comprehensive and systematic safety assessments are to be carried out periodically and regularly for existing installations throughout their lifetime in order to identify safety improvements that are oriented to meet the above objective. Reasonably practicable or achievable safety improvements are to be implemented in a timely manner.”*

Somit lassen sich die Anforderungen hinsichtlich eines für KKW zu erreichenden Schutzniveaus wie folgt beschreiben:

- Für neue KKW gelten Mindestanforderungen, wie sie in den IAEA Safety Standards, insbesondere in IAEA (2016) angegeben sind.
- Für bestehende KKW ist nach IAEA (2016) und EU (2014) ein zielorientiertes Vorgehen zur Ermittlung des erforderlichen Nachrüstbedarfs anzuwenden, um sich an dem erforderlichen Schutzniveau, das für neue KKW gilt, in angemessener Zeit während der Lebensdauer des jeweiligen KKW („life time“)⁸ zu orientieren.

Insofern jedoch beabsichtigt ist, den Betrieb eines KKW über die Lebensdauer („life time“) hinaus zu betreiben („life time extension“), wären in Übereinstimmung mit französischen Verlautbarungen die insbesondere für neue Reaktoren geltenden Sicherheitsziele zu berücksichtigen.⁹

Sicherheitsanforderungen in Bezug auf den Schutz gegen externe Einwirkungen

- Naturbedingte Einwirkungen
 - Gemäß WENRA Ref.-Level T4.2 (WENRA 2014) sind kerntechnische Anlagen gegen naturbedingte Einwirkungen (wie Erdbeben, Überflutung, starke Winde) mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von mindestens 10^{-4} pro Jahr auszulegen. Das ermittelte Bemessungsereignis soll mit historischen Ereignissen abgeglichen werden. Sofern sich Einwirkungen in diesem Häufigkeitsbereich nicht mit hinreichender Aussagezuverlässigkeit ermitteln lassen, soll mit ingenieurmäßigen Bewertungen deterministisch eine sichere Ereignisbeherrschung sowie eine hohe Robustheit ausgewiesen werden.
 - Bei der Ermittlung anlagenexterner Einwirkungen mittels standortspezifischer Gefährdungsanalysen sind alle Unsicherheiten sowie die bereits erkennbaren signifikanten klimatischen Veränderungen einzubeziehen (WENRA 2014, Ref.-Level T3; IAEA 2016, Requirement 17).
 - Die Robustheit des KKW soll nach WENRA Ref.-Level T6.1 (WENRA 2014) auch für auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen gezeigt werden.
 - „Cliff-edge“ Effekte sind im Falle extremer anlagenexterner Einwirkungen auszuschließen (ASN 2014, F.2.2.1) (WENRA 2014, WENRA Ref.-Level T6.3).

⁸ EU (2014), IAEA (2016), ASN (2014) enthalten keine spezifischen Anforderungen in Bezug auf einen Betrieb von KKW über die projektierte Lebensdauer hinaus.

⁹ „Fourth ten-yearly outage of the 900 MWe reactors (VD4): For this periodic safety review, ASN has set EDF the objective of adopting a continuous safety improvement approach at each review, to take into account the best international practices (particularly the work of WENRA) and the development of knowledge and the rules applicable to similar installations, and new reactors in particular.“ (CNS 2017)

- Zivilisationsbedingte Einwirkungen
 - Für den Nachweis der Sicherheit von KKW gegen unfallbedingten Flugzeugabsturz sind nach Stand von Wissenschaft und Technik in Frankreich grundsätzlich die diesbezüglichen Anforderungen für den EPR in ASN (2014, F.2.2.2) repräsentativ.
 - Für den Fall, dass sich der Nachweis der Sicherheit gegen Flugzeugabsturz auf einer standortspezifischen Analyse der Absturzhäufigkeit begründet, ist die Aktualität der diesbezüglichen Gefährdungsanalyse sicherzustellen (WENRA 2014, Ref.-Level N3.1).
 - Die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementbecken müssen auch für den Fall des Absturzes eines größeren Flugzeuges (auslegungsüberschreitender Flugzeugabsturz) sichergestellt sein (WENRA 2014, Ref.-Level F4.1).

Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die Beherrschung von Störfällen

- Wirksamkeit der Sicherheitssysteme
 - Durch die Wirksamkeit der Sicherheitssysteme (Sicherheitsebene 3) muss sichergestellt werden, dass bei den zu Grunde zu legenden Störfällen die jeweils geltenden Kriterien erfüllt werden. Zu Grunde zu legen sind die EPR Referenzereignisse PCC-3 und PCC-4 (ASN 2014, D.1).
 - Es sind insbesondere begründete Sicherheitszuschläge bei der Auslegung sicherheitsrelevanter Einrichtungen anzuwenden und nachzuweisen (WENRA 2014, Ref.-Level E8.7; IAEA 2016, Requirement 19), ASN 2014, D.2).
- Einzelfehlerkonzept (ASN 2014, C.2.1)
 - Einrichtungen zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sind grundsätzlich so redundant auszuführen, dass die zur Ereignisbeherrschung erforderlichen Sicherheitsfunktionen auch dann ausreichend wirksam sind, wenn im Anforderungsfall ein Einzelfehler in einer Sicherheitseinrichtung infolge eines zufälligen Ausfalls auftritt und gleichzeitig eine in Kombination mit dem Einzelfehler wirkende Unverfügbarkeit in einer Sicherheitseinrichtung infolge von Instandhaltungsmaßnahmen vorliegt.
 - Der Einzelfehler ist grundsätzlich auch auf passive Komponenten anzuwenden.
- Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache (ASN 2014, A2.2; IAEA 2016, Requirement 24)
 - Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt so aufzustellen oder so zu schützen, dass ein redundanzübergreifender Ausfall im Falle interner oder externer übergreifender Einwirkungen verhindert wird.
 - Ein Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen auf der Sicherheitsebene 3 muss ausgeschlossen sein. Redundante Sicherheitseinrichtungen, bei denen Möglichkeiten für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache identifiziert sind, sind dazu, soweit technisch sinnvoll, diversitär auszuführen.
 - Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitseinrichtungen müssen so zuverlässig ausgelegt und gegen Einwirkungen geschützt sein, dass sie die erforderliche hohe Verfügbarkeit der zu versorgenden Einrichtungen absichern.
- Unabhängigkeit von Sicherheitseinrichtungen (WENRA 2014, Ref.-Level E9.4, E9.5, F4.7; IAEA 2016, 2.13, Requirement 27, Requirement 33)

- Im Gestaffelten Sicherheitskonzept sollen die Sicherheitsebenen unabhängig voneinander wirksam sein. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 dürfen nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.
- Sicherheitssysteme oder redundante Einrichtungen eines Sicherheitssystems sollen unabhängig voneinander wirksam sein. Vermaschungen zwischen solchen Systemen sind nur dann zulässig, wenn damit ein sicherheitstechnischer Vorteil nachgewiesen ist.
- Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitssysteme.
- Sicherheitssysteme sollen grundsätzlich jeweils nur blockbezogen wirksam sein.
- Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen (WENRA 2014, Ref.-Level E9.3; IAEA 2016, Requirement 42)
 - Die Inbetriebnahme von Sicherheitseinrichtungen bei Störfalleintritt soll grundsätzlich automatisch erfolgen. Personalhandlungen sollen erst nach Ablauf von ca. 30 Minuten notwendig sein.
 - In der Störfallanalyse sind von Hand auszulösende Schutzaktionen grundsätzlich nicht vor Ablauf von 30 Minuten zu kreditieren.
 - Cliff-edge Effekte sind auszuschließen

Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die erforderliche Minderung der Auswirkungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände

- Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 sollen möglichst unabhängig („*Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents*“ (IAEA 2016, Requirement 20)) von denen der Sicherheitsebene 3 sein. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a (RRC-A) sollen so ausgelegt sein, dass cliff-edge Effekte ausgeschlossen sind.
- Für die Planung von mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4b sind alle relevanten Phänomene bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden RRC-B nach (ASN 2014, E.2) zu berücksichtigen. Dabei sind insbesondere Phänomene zu berücksichtigen, die die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden können sowie mögliche Freisetzungspfade in die Umgebung haben.
- Cliff-edge Situationen sollen im Falle von RRC-A oder RRC-B (WENRA 2014, Ref.-Level F3.1) nicht auftreten.

5.2 Diskussion der neuen Information aus den ASN-Dokumenten

ASN hat mehrfach als Voraussetzung eines Betriebes der 900-MW-Reaktoren über die projektierte Lebensdauer gefordert, für diese Anlagen ein Sicherheitsniveau zu erreichen, das den Anforderungen des gegenwärtig in Frankreich in Errichtung befindlichen EPR entspricht (ASN 2019).

Die unter Kapitel 5.1 in Bezug genommenen Regeln haben im Betrachtungszeitraum seit Veröffentlichung von UMWELTBUNDESAMT (2019) keine Änderung erfahren.

Mit den in ASN (2020a) insgesamt angegebenen Nachrüst- und Verbesserungsmaßnahmen ist seitens des französischen Betreibers EDF beabsichtigt, die von ASN angegebene Zielsetzung (ASN 2019) zu erreichen.

Die Ausführungen in ASN (2020a) sind jedoch nicht ausreichend und geeignet, um nachzuvollziehen, inwieweit die im Kapitel 5.1 auszugsweise den Stand von Wissenschaft und Technik reflektierenden Anforderungen mit den angegebenen Nachrüst- und Verbesserungsmaßnahmen erreicht werden können. Entweder sind Anforderungen (wie z. B. Redundanz von Sicherheitssystemen im Abgleich mit den EPR Anforderungen, Maßnahmen zum praktischen Ausschluss von Dampferzeuger-Heizrohren) überhaupt nicht angesprochen oder die jeweiligen Darlegungen lassen eine genaue Prüfung (wie z. B. Nachweis des erforderlichen Konservatismus in der Störfall- und Unfallanalyse, Ausschluss von cliff-edge Effekten, Nachweis der Widerstandsfähigkeit der SSC gegen extreme anlagenexterne Einwirkungen) nicht zu.

5.3 Schlussfolgerungen

Abweichungen von wesentlichen grundlegenden Sicherheitsanforderungen, abgeleitet aus den aktuell, international und in Frankreich, geltenden Regeln sind auch durch die Nachrüstung der 900-MW-Reaktoren nicht vollständig zu beseitigen.

Weiterhin kann die Erfüllung von Anforderungen wegen einer dazu ungeeigneten Darlegung der entsprechenden Sachverhalte in ASN (2020a) nicht geprüft werden. So kann z. B. nicht geprüft werden, inwieweit der erforderliche Konservatismus bei den Störfallanalysen der PCC-3 und -4 eingehalten wurde. Es konnte weiterhin auch nicht geprüft werden, ob bei allen nachzuweisenden Zuständen cliff-edge Effekte ausgeschlossen sind.

Es bestehen Zweifel, ob die in ASN (2019) angegebene Zielsetzung durch die in ASN (2020a) beschriebene Nachrüstung der 900-MW-Reaktoren erreicht werden kann. Damit wäre dann auch das nach der Vienna Declaration on Nuclear Safety (IAEA 2015) anzustrebende und für den EPR geltende Schutzniveau für die 900-MW-Reaktoren im Falle einer Laufzeitverlängerung gefährdet.

Es ist nach gegenwärtigem Stand der Dokumentation über die Nachrüstung der französischen 900-MW-Reaktoren nicht möglich, eine vollständige Konformität mit den anzuwendenden Regeln (sh. hierzu Kapitel 5.1) festzustellen.

6 LITERATURVERZEICHNIS

- ALVAREZ, R., BEYEA, J., JANBERG, K., KANG, J., LYMAN, E., MACFARLANE, A., THOMPSON, G., VON HIPPEL, F.N. (2003): Reducing the Hazards from Stored Power-Reactor Fuel in the United States, Science & Global Security, Vol. 11: 1-51.
https://www.researchgate.net/publication/228085438_Reducing_the_Hazards_from_Stored_Spent_Power-Reactor_Fuel_in_the_United_States.
- ASN (2011): Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants. Report by the French Nuclear Safety Authority (December 2011)..
- ASN (2014): Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of Nuclear Power Plants with pressurized water reactors, 2014.
- ASN (2016): Incident of 9 April 2014 on reactor 1 of the Fessenheim NPP: ASN Actions, 11.03.2016.
- ASN (2017): ASN GUIDE N° 22, Conception des réacteurs à eau sous pression, Version du 18/07/2017.
- ASN (2017a): Olivier GUPTA, ASN, Nuclear Safety in France Upcoming challenges, EUROSAFE 2017.
- ASN (2019): ASN REPORT on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2018, p. 16, May 2019.
- ASN (2020): Défauts de résistance au séisme de matériels des groupes électrogènes de secours à moteur diesel de 10 réacteurs nucléaires d'EDF, 24.12.2020
- ASN (2020a): Décision n° XXXX-DC-XXXX de l'Autorité de sûreté nucléaire du JJ MM AAAA fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales nucléaires du Blayais (INB n° 86 et n° 110), du Bugey (INB n° 78 et n° 89), de Chinon (INB n° 107 et n° 132), de Cruas (INB n° 111 et n° 112), de Dampierre-en-Burly (INB n° 84 et n° 85), de Gravelines (INB n° 96, n° 97 et n° 122), de Saint-Laurent-des-Eaux (INB n° 100) et du Tricastin (INB n° 87 et n° 88) au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique. www.french-nuclear-safety.fr/content/download/173208/1783843/version/1/file/Projet%20de%20d%C3%A9cision%20de%20l%E2%80%99ASN%20-%20prescriptions%20applicables%20aux%20r%C3%A9acteurs%20de%20900%20MWe%20-%20phase%20g%C3%A9n%C3%A9rique%20de%20leur%20quatri%C3%A8me%20r%C3%A9examen%20p%C3%A9riodique.pdf.
- ASN (2020b): Phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Projet de rapport d'instruction. CODEP-DCN-2020-058834. Décembre 2020.
<https://www.asn.fr/content/download/173204/1783817/version/1/file/4e%20R%C3%A9examen%20p%C3%A9riodique%20des%20900MWe%20-%20projet%20de%20Rapport%20d%27instruction.pdf>. (Kap 5 teilweise und Kap. 8 in deutscher Übersetzung)

- ASN (2020c): Nuclear Power Plants going beyond 40 years: ASN position on the conditions for the continued operation of the 900 MWe nuclear reactors beyond their 4th periodic safety review. www.french-nuclear-safety.fr/content/download/173664/1790129/version/1/file/ASN%20position%20-%20RP4%20900%20UK.pdf.
- BMU (2002): Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Schutz der deutschen Kernkraftwerke vor dem Hintergrund der terroristischen Anschläge in den USA vom 11. September 2001 – Ergebnisse der GRS-Untersuchungen aus dem Vorhaben „Gutachterliche Untersuchungen zu terroristischen Flugzeugabstürzen auf deutsche Kernkraftwerke“; Bonn, 27.11.2002.
- EDF (2018a): 4th Periodic Safety Review of the 900 MWe Reactor Fleet, Summarised version of the Fulfilment Report.
- ENSREG (2012): Compilation of recommendations and suggestions. Peer review of stress tests performed on European nuclear power plants.
- EU (2014): RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/ Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen
- GPR (2020): Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires: Avis relatif au bilan de la phase generique du quatrieme reexamen periodique des reacteurs d'edf de 900MWe. Réunion tenue à Montrouge le 12/11/2020 et le 13/11/2020. <https://www.asn.fr/content/download/173205/1783820/version/2/file/Avis%20relatif%20au%20bilan%20de%20la%20phase%20g%C3%A9n%C3%A9rique%20du%20quatri%C3%A8me%20r%C3%A9examen%20p%C3%A9riodique%20des%20r%C3%A9acteurs%20d%E2%80%99EDF%20de%20900%20MWe.pdf>.
- HCTISN (2019): Nuclear power plants beyond 40 years. The challenges of the 4th Periodic Safety Review for the 900 MWe nuclear reactors. Guarantor's Report. Consultation on improving the safety of the French 900 MW reactors within the framework of their forth periodic safety reviews. 6 September 2018 – 31 March 2019. Marianne Azario and Isabelle Barthe, Guarantors appointed by the HCTISN. 11. June 2019. <https://concertation.suretenucleaire.fr/media/default/0001/01/f721e5971db7355c86ae13b824f4c6fc671192a9.pdf>.
- HIPPEL, F.N., SCHOEPPNER, M. (2016): Reducing the Danger from Fires in Spent Fuel Pools; SCIENCE & GLOBAL SECURITY 2016, Vol 24, No.3, 141-173; <http://dx.doi.org/10.1080/08929882.2016.1235382>.
- IAEA (2011): Meteorological and Hydrological Hazards In Site Evaluation For Nuclear Installations, IAEA Specific Safety Guide SSG-18, Vienna 2011.
- IAEA (2015): Vienna Declaration on Nuclear Safety. On principles for the implementation of the objective of the Convention on Nuclear Safety to prevent accidents and mitigate radiological consequences. INFCIRC/872, CNS/DC/2015/2/Rev.1, February 2015.
- IAEA (2016): Specific Safety Requirements, No SSR-2/2 (Rev. 1), Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA, Vienna 2016.
- IRSN (2014): Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France in 2014, IRSN'S POSITION.

- IRSN (2018): Concertation À L'occasion Du 4ème Réexamen Périodique Des Réacteurs De 900 MWe Du Parc Électronucléaire Français - Foire Aux Questions, IRSN Octobre 2018.
- JORF (2012): Order 2012: Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations, JORF (Official Journal of the French Republic) No. 0033 of 8 February 2012, page 2231, Text No. 12.
- JOURNAL (2016): Diagnostic alarmant d'EDF sur les diesels de secours des réacteurs nucléaires, Le Journal de l'énergie, 11 mars 2016.
- NSA (2006): National Research Council of the Nation Academies (NSA): Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage, Public Report, 2006;
<https://www.nap.edu/catalog/11263/safety-and-security-of-commercial-spent-nuclear-fuel-storage-public>
- UMWELTBUNDESAMT (2019): Becker, O.; Giersch, M.; Meister, F.; Mertins, M.; Weimann, G.: Review of the 900 MWe reactor fleet (VD4-900). Expert Statement on the Generic Phase. By Order of the Federal Ministry for Sustainability and Tourism Directorate I/6 General Coordination of Nuclear Affairs BMNT. REP-0686, Wien.
- WENRA (2014): Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT, WENRA, 24th September 2014.
- WENRA (2014a): Guidance Document Issue F: Design Extension of Existing Reactors; 29 September 2014

7 ABBILDUNGS- UND TABELLENVERZEICHNIS

Tabelle 1: Auflistung der 32 900-MW-Reaktoren in Frankreich 17

8 ABKÜRZUNGEN

ASN	Autorité de sûreté nucléaire, französische Nuklearaufsichtsbehörde
BE	Brennelement
BK	Brennstoffgebäude
DEC	Design Extension Conditions
EDF	Electricité de France, Betreiber der 900-MW-Reaktoren
EPR	European Pressurized Water Reactor
FARN	force d'action rapide du nucléaire, Nukleare Schnelleingreifgruppe
HCTISN	High Committee for Transparency and Information on Nuclear Security
IAEA	International Atomic Energy Agency, Internationale Atomenergie Organisation
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
KKW	Kernkraftwerk
mSv	MilliSievert
MW	MegaWatt
NSA	National Academy of Sciences
NGO	Nichtregierungsorganisation
PSÜ, PSR	Periodische Sicherheitsüberprüfung, Periodic Safety Review
RDB	Reaktordruckbehälter
RHWG	Reactor Harmonization Working Group
RIC-Raum	Interner Kerninstrumentenraum
ROSAU	Reduction of Severe Accident Uncertainties
SA	Severe Accidents, schwere Unfälle
SAM	Severe Accident Management, Management Schwerer Unfälle
SFP	Spent Fuel Pool, Brennelementlagerbecken
SSC	Systeme, Strukturen und Komponenten
SUP	Strategische Umweltprüfung
UVP	Umweltverträglichkeitsprüfung
WENRA WGWD	WENRA Working Group on Waste and Decommissioning
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association

Umweltbundesamt GmbH

Spittelauer Lände 5
1090 Wien/Österreich

Tel.: +43-(0)1-313 04

Fax: +43-(0)1-313 04/5400

office@umweltbundesamt.at

www.umweltbundesamt.at