

FRANKREICH: BESCHLUSS DER ASN ZUR FESTLEGUNG DER ANFORDERUNGEN AN DIE 900 MW REAKTOREN

Kurzgutachten

Oda Becker
Kurt Decker
Manfred Mertins
Gabriele Mraz

Projektleitung Franz Meister, Umweltbundesamt

AutorInnen **BIEGE Nuklearexpertise**

Oda Becker, technisch-wissenschaftliche Konsulentin (Kap. 3, 5, inhaltliche Projektleitung)

Kurt Decker (Kap.4)

Manfred Mertins (Kap. 2, 6)

Gabriele Mraz, pulswerk GmbH (Kap 1, Projektmanagement)

Satz/Layout Thomas Lössl, Umweltbundesamt

Umschlagfoto © iStockphoto.com/imagestock

Auftraggeber Diese Publikation wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Klimaschutz, Umwelt, Energie, Mobilität, Innovation und Technologie, Abteilung VI/9 Allgemeine Koordination von Nuklearangelegenheiten erstellt.

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

Impressum

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

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

© Umweltbundesamt GmbH, Wien, 2021

Alle Rechte vorbehalten

ISBN 978-3-99004-587-9

INHALTSVERZEICHNIS

1	EINLEITUNG UND VERFAHREN.....	4
1.1	Schlussfolgerungen	5
2	ANALYSE DER WICHTIGSTEN SICHERHEITSRELEVANTEN ASPEKTE – UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE	6
2.1	Schlussfolgerungen	9
3	ANALYSE DER WICHTIGSTEN SICHERHEITSRELEVANTEN ASPEKTE – UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE.....	10
3.1	Schlussfolgerungen	11
4	ERDBEBENGEFÄHRUNG	13
4.1	Schlussfolgerungen	14
5	LAGERUNG ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE	16
5.1	Schlussfolgerungen	17
6	ANALYSE DER REGELKONFORMITÄT BEI WICHTIGEN SICHERHEITSRELEVANTEN STRUKTUREN, SYSTEMEN UND KOMPONENTEN	19
6.1	Schlussfolgerungen	20
7	EMPFEHLUNGEN AN DAS BMK.....	22
8	LITERATURVERZEICHNIS.....	27
9	ABBILDUNGS- UND TABELLENVERZEICHNIS.....	30
10	ABKÜRZUNGEN	31

1 EINLEITUNG UND VERFAHREN

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

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

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

Die Betriebsbewilligung der französischen KKW ist unbegrenzt, es muss jedoch alle zehn Jahre eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ bzw. PSR) durchgeführt werden, um den Weiterbetrieb 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 ist. Mit dem **am 23.02.2021 vorgelegten Beschluss der französischen Nuklearaufsichtsbehörde** ASN (ASN 2021a) wurde die generische Phase nun beendet.

Für die generische Phase der PSÜ wurde seit 2018 eine öffentliche Konsultation in zwei Stufen abgehalten, deren Ergebnisse in den Beschluss der ASN eingeflossen sind. Dieses französische Verfahren ist keine Strategische Umweltprüfung (SUP) im Sinne der Espoo-Konvention (ESPOO-KONVENTION 1991) und der EU SUP-Richtlinie 2011/42/EU.

Im nächsten Schritt erfolgen bis 2031 die PSÜ für die einzelnen Reaktoren, wofür regionale Konsultationsverfahren durchgeführt werden. (ASN 2020c)

Österreich hat sich bereits in der ersten und zweiten Phase dieser Konsultation beteiligt. Im Auftrag des Bundesministeriums für Klimaschutz, Umwelt, Energie, Mobilität, Innovation und Technologie koordinierte das Umweltbundesamt jeweils die Erstellung einer Fachstellungnahme. (UMWELTBUNDESAMT 2019, UMWELTBUNDESAMT 2021) Ziel der österreichischen Beteiligung ist es, die vorgeschlagenen Änderungen an den Reaktoren dahingehend zu überprüfen, ob diese mögliche erhebliche nachteilige Folgen von schweren Unfällen auf Österreich minimieren oder, wenn möglich, verhindern können.

Diskussion des Beschlusses der ASN und des Syntheseberichts der Konsultation

Im Synthesebericht (ASN 2021b) werden die im Zuge der zweiten Konsultationsphase (03.12.2020-22.01.2021) eingegangenen Stellungnahmen zusammenfassend dargestellt.

Zur Frage der Anwendung der Espoo-Konvention wird darauf verwiesen, dass der ASN-Bescheid keine Genehmigung sei, die in den **Anwendungsbereich der Espoo-Konvention** fallen würde. (ASN 2021b, S 6). Im Dezember 2020 wurde jedoch eine neue Guidance im Rahmen der Espoo-Konvention beschlossen, die sich mit der die Frage befasst, ob Laufzeitverlängerungen für Kernkraftwerke unter die Espoo-Konvention fallen. (UNECE 2020) In der Guidance wird u.a. eine mit Frankreich vergleichbare Situation einer Laufzeitverlängerung beschrieben: „A periodic safety review is carried out in support of the decision-making process for a lifetime extension“. Die Aussage, dass der Beschluss der ASN keine Genehmigung im Sinne der Espoo-Konvention sei, kann daher hinterfragt werden. Wenn eine Laufzeitverlängerung unter die Espoo-Konvention fällt, sollte sie **einer grenzüberschreitenden Umweltverträglichkeitsprüfung unterzogen werden**. Auch andere Staaten haben bereits entsprechende UVP-Verfahren für ihre Laufzeitverlängerungen gestartet (Finnland, Ukraine), weitere werden sie demnächst starten (Belgien, Slowenien).

Im Synthesebericht wird weiters erwähnt, dass die meisten abgegebenen Stellungnahmen über den Rahmen der 4. PSÜ hinausgehen und die Behandlung von Themen wie zum Beispiel die Folgen möglicher schwerer Unfälle fordern. Dies unterstreicht umso mehr die Forderung nach **Abhaltung von UVP-Verfahren für die einzelnen Reaktoren**, da in diesen Verfahren für die Bevölkerung wichtige Themen wie Risiken und Folgen für Mensch und Umwelt behandelt werden.

Inwieweit die technischen Empfehlungen aus der österreichischen Fachstellungnahme (UMWELTBUNDESAMT 2021) im Beschluss aufgegriffen wurden, wird in den folgenden Kapiteln bewertet.

1.1 Schlussfolgerungen

Vor dem Hintergrund der neuen Guidance im Rahmen der Espoo-Konvention, in der die Frage der UVP-Pflicht für Laufzeitverlängerungen von KKW behandelt wird, sollte eine UVP für jeden Reaktor, dessen Laufzeit über 40 Jahre hinaus verlängert wird, durchgeführt werden. Dies betrifft derzeit zehn der 32 900 MWe-Reaktoren.

Eine abgeschlossene Periodische Sicherheitsüberprüfung und ein entsprechender Beschluss der ASN ersetzen keinesfalls eine grenzüberschreitende Umweltverträglichkeitsprüfung.

2 ANALYSE DER WICHTIGSTEN SICHERHEITSRELEVANTEN ASPEKTE – UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur Konsultationsphase

Die Fachstellungnahme (UMWELTBUNDESAMT 2021) enthält die folgenden Feststellungen:

Zu den Systemen, die bei den 900 MWe-Reaktoren zur Beherrschung von Störfällen zum Einsatz kommen:

Bestehende grundlegende Defizite bei den 900 MWe-Reaktoren gegenüber den von ASN in (ASN 2019a) benannten Anforderungen an die Sicherheit als Voraussetzung für einen Betrieb über die ursprüngliche Laufzeit hinaus werden nicht beseitigt. Sie betreffen u.a. die unvollständige Redundanz bei den Sicherheitssystemen, die nicht durchgängige Unabhängigkeit der Sicherheitssysteme, den ungenügenden Schutz gegen externe übergreifende Einwirkungen sowie Defizite bei der Gewährleistung der Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts.

Erforderlich gehalten werden Verbesserungen, damit die Schnittstelle zwischen dem „Hardened Safety Core“ (HSC), das gegen externe Einwirkungen besser geschützt sein soll als das übrige KKW, unter Unfallbedingungen verfügbar bleibt.

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

Weiterhin sind Vorkehrungen nicht nachvollziehbar angegeben, die ein Versagen von Dampferzeugerrohren während des Betriebs betreffen.

Die im Rahmen der Nachrüstung vorgesehene Vermaschung des ASG Systems mit dem HSC, also einem System der Sicherheitsebene 3 mit einem der Sicherheitsebene 4, ist sicherheitstechnisch nicht bewertet.

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

Kritische Anmerkungen betreffen insbesondere:

- den fehlenden Nachweis, dass die in ASN (2014a) für den EPR angegebenen Transienten und Störfälle sowie Unfälle (Zustände mit Mehrfachausfällen von Sicherheitseinrichtungen) hinsichtlich deren Übertragbarkeit auf die 900 MWe-Reaktoren geprüft wurden,

- die bei den analysierten Störfällen überwiegend fehlende Erläuterung der anzuwendenden konservativen Anfangs- und Randbedingungen. Im Falle der Verwendung statistischer Methoden (z.B. CATHSBI) fehlen die erforderliche Unsicherheitsanalysen,
- den Nachweis des Ausschlusses von cliff-edge Effekten¹, der nicht nachvollziehbar geführt wird (z.B. im Zusammenhang mit dem Nachweis des 30 Minuten-Kriteriums).

Externe Einwirkungen (external hazards):

Kritische Anmerkungen betreffen insbesondere:

- den nicht systematisch und nur unvollständig geführten Nachweis, dass bei den externen Ereignissen an den jeweiligen Standorten nur Bemessungsereignisse zur Anwendung kommen, deren Überschreitungswahrscheinlichkeit im Bereich kleiner als 10⁻⁴ pro Jahr sind,
- die fehlenden oder nicht nachvollziehbaren Angaben zum Ausschluss möglicher cliff-edge Situationen bei den Nachweisen zur Sicherstellung der Stabilität von Gebäuden im Falle von auslegungsüberschreitenden bzw. extremen Situationen,
- das Fehlen von Analysen, die den bereits eingetretenen Wandel des Klimas mit Einfluss auf Intensität und Häufigkeit des Wirksamwerdens zumindest eines Teils der Gefahrenquellen berücksichtigen.

Diskussion des Beschlusses der ASN und des Syntheseberichts der Konsultation

Zu den Systemen, die bei den 900 MWe-Reaktoren zur Beherrschung von Störfällen zum Einsatz kommen:

Im Bescheid (ASN 2021a) legt ASN Anforderungen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit einzelner sicherheitsrelevanter Systeme fest, einschließlich der zum Funktionsnachweis durchzuführenden Tests (siehe CONF-B, CONF-C, CONF-D, CONF-E).

Die von ASN erlassenen Festlegungen hinsichtlich einer Ertüchtigung sicherheitsrelevanter Systeme der 900 MW Reaktoren sind vorrangig auf die Beseitigung von Schwachstellen, die im Rahmen der Auswertung der nationalen und

¹ Definition cliff edge effect: *“In a nuclear power plant, 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)

internationalen Betriebserfahrung festgestellt wurden, ausgerichtet. Diese Aktivitäten sind der Planung und Durchführung der betrieblichen Instandhaltung zuzuordnen, z.B.:

- wurde über Probleme der Zuverlässigkeit der Notstromversorgung bei den 900 MW Reaktoren in der Vergangenheit mehrfach berichtet². Auch bezüglich der Sicherheitsbehälter wird in der Auswertung der Betriebserfahrung über Probleme berichtet (IRSN 2018a, 2018b).
- geht der Sachverhalt „Isoliermaterial“ auf Erkenntnisse internationaler Betriebserfahrung der 1990er Jahre zurück und soll nun bei den 900 MWe-Reaktoren offensichtlich einer Lösung zugeführt werden.

Eine Verbesserung des Sicherheitskonzepts in Richtung einer Annäherung z.B. an den EPR ist dabei nicht zu erkennen. Den Vorschlägen aus UMWELT-BUNDESAMT (2021) wird erkennbar nicht gefolgt.

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

Im Bescheid (ASN 2021a) werden seitens ASN Festlegungen zur Analyse von Störfällen getroffen (Studie-A, -B, -C, -D).

Im Bescheid (ASN 2021a) wird die Analyse spezieller Störfallszenarien gefordert, z.B.:

- die Analyse von Reaktivitätstransienten (fehlerhafte Einspeisung aus Systemen, die Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führen).
- der Nachweis der Sicherstellung der Unterkritikalität bei Komplettausfall der Stromversorgung infolge eines Ausfalls aus gemeinsamer Ursache der LH-Schalttafeln (Notstrom LHA und LHB) bei den Reaktoren des Kernkraftwerks Bugey. (IRSN 2015)

Diese Anforderungen sind auf die konkrete systemtechnische Konfiguration der 900 MWe-Reaktoren begrenzt. Der in UMWELTBUNDESAMT (2021) angesprochene erweiterte Horizont mit Blick auf die Anwendung des dem EPR zu Grunde gelegten Störfallspektrums wird dagegen nicht angewendet. Es wird auch nicht der Versuch unternommen, die Anwendbarkeit dieses Störfallspektrums auf die 900 MWe-Reaktoren zu prüfen.

² In einer Analyse meldepflichtiger Ereignisse des KKW Cattenom (https://mueef.rlp.de/fileadmin/mulewf/Themen/Energie_und_Strahlenschutz/Strahlenschutz/Meldepflichtige_Ereignisse_Cattenom_Stand02012019.pdf). Anmerkung: Beim KKW Cattenom handelt es sich um ein KKW des Typs P'4 (1.300 MWe). Es wird gezeigt, dass insbesondere die Notstromversorgung französischer KKW in einem hohen Grad anfällig gegen Lasten aus Erdbeben aber auch ansonsten störanfällig ist. Diese Erfahrungen gelten auch für die 900 MWe Reaktoren (<https://www.lesechos.fr/2016/03/edf-tempere-les-inquietudes-sur-la-fiabilite-des-diesels-de-secours-des-reacteurs-nucleaires-204188>, Les Echos, 16.03.2016, siehe auch ASN (2017), ASN (2019b)).

Externe Einwirkungen (external hazards):

Im Bescheid (ASN 2021a) werden seitens ASN Festlegungen zur Analyse und Bewältigung von Risiken aus übergreifenden Einwirkungen, insbesondere zum Sachverhalt „Hohe Temperaturen“ (AGR-A, AGR-B, AGR-C) getroffen.

Den Vorschlägen in UMWELTBUNDESAMT (2021) wird insoweit gefolgt, als für den Sachverhalt „Hohe Temperaturen“ vorausschauende Analysen erfolgen sollen. Für andere naturbedingte Einwirkungen, wie Überflutung, starke Winde, niedrige Temperaturen usw. fehlen entsprechende Aussagen.

Es muss nochmals darauf hingewiesen werden, dass der bereits eingetretene Wandel des Klimas Einfluss auf eine höhere Intensität und Häufigkeit der zu betrachtenden meteorologischen Einwirkungen hat und somit sicherheitsrelevant ist. Es sind somit entsprechende Analysen, also Analysen des Risikos bei auslegungsüberschreitenden Einwirkungen (Überschreitungswahrscheinlichkeit mindestens 10^{-4} pro Jahr) für alle an den jeweiligen Standorten der 900 MWe-Reaktoren in Frage kommenden naturbedingten Einwirkungen erforderlich.

Interne Einwirkungen (internal hazards)

Bezüglich interner übergreifender Einwirkungen sind im Bescheid (ASN 2021a) Festlegungen zu den Sachverhalten „Brand“ und „Explosionen“ enthalten (AGR-D, -E, -G).

Der Sachverhalt „Interne übergreifende Einwirkungen“ ist in UMWELTBUNDESAMT (2021) nicht explizit angesprochen. Die ASN Forderungen sind auf die Sicherstellung der vorhandenen Redundanzen der Sicherheitssysteme sowie die Sicherheit von Bauwerken gerichtet. Die Anforderungen hierzu sind sachgerecht und notwendig in Bezug auf die erforderliche Anlagensicherheit. Die vorhandenen Defizite stellen einen Auslegungsmangel der 900 MWe-Reaktoren dar und wären zur Gewährleistung eines sicheren Betriebs schon früher zu beseitigen gewesen. Eine durchgängige Beseitigung der Defizite als Voraussetzung für den Betrieb über die ursprüngliche Laufzeit hinaus ist nicht vorgesehen.

2.1 Schlussfolgerungen

Die von ASN erlassenen Festlegungen hinsichtlich einer Ertüchtigung sicherheitsrelevanter Strukturen, Systeme und Komponenten der 900 MWe-Reaktoren sind vorrangig auf die Beseitigung von Schwachstellen, die auslegungsbedingt sind oder im Rahmen der Auswertung der nationalen und internationalen Betriebserfahrung festgestellt wurden, ausgerichtet. Solche Schwachstellen sind im Rahmen der Aufsicht sowie im Prozess der betrieblichen Instandhaltung zu beseitigen. Eine Verbesserung des Sicherheitskonzepts in Richtung einer Annäherung z.B. an den EPR ist dabei nicht zu erkennen. Den Vorschlägen aus UMWELTBUNDESAMT (2021) wird im überwiegenden Umfang nicht gefolgt.

3 ANALYSE DER WICHTIGSTEN SICHERHEITSRELEVANTEN ASPEKTE – UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur Konsultationsphase

Bei der Auslegung der französischen 900 MWe-Reaktoren wurden schwere Unfälle nicht berücksichtigt. Als Ergebnis früherer periodischer Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) wurden jedoch Ausrüstungen und Maßnahmen für das Severe Accident-Management (SAM) implementiert. Der EU-Stresstest hat jedoch eine Reihe von weiteren Mängeln aufgezeigt. EDF hat im Rahmen der 4. PSÜ der 900 MWe-Reaktoren Nachrüstungen geplant, um die Auswirkungen von Kernschmelzunfällen zu begrenzen

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. Nach Versagen des 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.

Der Beton der Fundamente besteht aus drei unterschiedlichen Materialien: kalksandsteinhaltig (Bugey, Gravelines), kieselhaltig (Cruas, Tricastin) und sehr kieselhaltig (Blayais, Chinon, Dampierre, St Laurent). Die Dicke des abgeschmolzenen Betons hängt von der Art des Betons 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, was zur Verhinderung des Durchschmelzens nicht ausreichend ist. ASN verlangt, notwendige Arbeiten zur Verstärkung der Fundamente vorzubereiten, damit die Mittel vorhanden sind, um diese Maßnahmen ab 2025 durchführen zu können.³ Auch ein **seitliches Durchbrechen der Wände** durch das Corium ist bei sehr kieselhaltigem Beton nicht ausgeschlossen. ASN hält die Stärke der Wände für ungenügend und fordert eine Verstärkung. (siehe Anordnung [AG-A])

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 in die Anlage und bringt das Wasser in einen neuen Kühlkreislauf. Die Kühlung erfolgt durch einen Wärmetauscher, der von der FARN über eine mobile Pumpe und geeignete Anschlussleitungen mit einer Wärmesenke verbunden wird. Zusätz-

³ Die Besonderheit der Fundamente im KKW Bugey sind Gegenstand einer besonderen Anweisung.

lich zum Konzept von EDF verlangt ASN zu prüfen, ob eine zusätzliche Einspeisung von boriiertem Wasser möglich ist, und diese Modifikation ggf. umzusetzen. (siehe Anordnung [AG-B])

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. Das EASu-System wird sowohl für die Verhinderung von schweren Unfällen als auch für die Begrenzung der Folgen eines schweren Unfalls eingesetzt. So könnte durch eine Funktionsstörung einer Komponente des Systems zwei Sicherheitsebenen ausfallen.

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])

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. Aufgrund des Einbaus des EASu-Systems hat EDF keine Studie zur Verbesserung der Wirksamkeit der U5-Filteranlage übermittelt. ASN ist der Ansicht, dass die U5-Filteranlage vorhanden sein muss, um bei einem Ausfall des EASu-Systems eingesetzt zu werden. EDF hat sich nun verpflichtet, ihre Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu diesem Thema weiter zu verfolgen und gegebenenfalls im Dezember 2024 ein Programm zur Nachrüstung vorzulegen. ASN fordert, dass die U5-Filteranlage auch nach einem schweren Erdbeben einsatzfähig bleiben muss. (siehe Anordnung [AG-C])

Diskussion des Beschlusses der ASN und des Syntheseberichts der Konsultation

In ASN (2021b) wird erklärt, dass Unfälle mit Kernschmelze und die Effizienz des Stabilisierungs- und Kühlsystems für das Corium in den Stellungnahmen thematisiert wurden. Die ASN formulierte bezüglich der Kernschmelzunfälle aber lediglich die Anforderungen zur Optimierung der Entlüftungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters [AG-C] neu, um klarzustellen, dass es sich um eine Forderung handelt. Auch die Anforderung zum EASu-System [AG-B] wurden geändert, aber ohne die Forderung verbindlicher zu machen.

3.1 Schlussfolgerungen

Das von EDF vorgeschlagene Konzept zur Verhinderung des Durchschmelzens des Fundaments kann 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. Bei allen Reaktoren kann es zudem zu einem Durchbrechen der Wände kommen, auch diese müssen verstärkt werden.

Zahlreiche weitere Komponenten und Maßnahmen sind aus Sicht von ASN erforderlich, damit das System zur Abfuhr der Restwärme (EASu-System) funktionsfähig ist. Es ist unverständlich, dass die wichtige Modifikation zur Verhinderung einer großen radioaktiven Freisetzung nach einer extremen externen Einwirkung erst in Phase B (= vier Jahre nach der 4. PSÜ) ausgeführt werden soll. Es entspricht nicht aktuellen Sicherheitsanforderungen, dass ein Sicherheitssystem mehreren Sicherheitsebenen zugeordnet ist. Dieses Defizit des EASu Systems wird auch durch die hohen Anforderungen an die Auslegung nicht kompensiert. 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. Ob sich diese Anforderungen alle umsetzen lassen, ist zudem fraglich.

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

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

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

Zielsetzung der 4. PSÜ soll laut ASN eine Verbesserung der Sicherheit sein, um sich dem Sicherheitsniveau des im Bau befindlichen Reaktors der dritten Generation in Flamanville (EPR) anzunähern. Bei diesen Reaktoren werden Kernschmelzunfälle bereits bei der Auslegung berücksichtigt.

Auch nach Abschluss der geplanten Nachrüstungen wird es weiterhin erhebliche Abweichungen zwischen dem Sicherheitsniveau des EPR-Reaktors und jenem der 900 MWe-Reaktoren geben. Denn es bestehen in der Tat wesentliche Unterschiede in der Bauweise, wie etwa in der günstigeren Anordnung der verschiedenen Gebäude des EPR-Reaktors, im Gebäudeschutz des Brennelementlagerbeckens oder in der Anzahl der Sicherheitssysteme, die im Falle eines Unfalls zur Anwendung kommen.

Die Anforderungen in ASN (2021a) wurden nur an einer Stelle konkretisiert. Dabei handelte es sich allerdings um die geforderte Erdbebenauslegung der Entlüftung des Sicherheitsbehälters, die schon im Nationalen Aktionsplan zum Stresstest gefordert wurde.

4 ERDBEBENGEFÄHRDUNG

Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur Konsultationsphase

In Bezug auf Erdbebensicherheit stellen die Fachstellungnahmen zu den 900 MWe-Reaktoren und zu Bedingungen für deren Weiterbetrieb im Wesentlichen fest, dass eine Reihe von sicherheitsrelevanten Komponenten nicht seismisch qualifiziert erscheint. (UMWELTBUNDESAMT 2019, UMWELTBUNDESAMT 2021)

Für das vorliegende Kurzgutachten wurde vom BMK eine weiterführende Stellungnahme zur Erdbebensicherheit gewünscht.

Ergänzende Einschätzung

Die Auslegungserdbeben (SMS, Safe Shutdown Earthquake) für die in den 1980er Jahren in Betrieb genommenen 900 MWe-Reaktoren wurden ursprünglich mit deterministischen Methoden aufgrund der stärksten aufgezeichneten Erdbeben ("*Séisme maximal historiquement vraisemblable – SMHV*"; größtes wahrscheinliches historisches Erdbeben) und einer darüber hinausgehenden Sicherheitsmarge von 0.5 Magnitudeneinheiten festgelegt. Diese Methodik ist nicht mehr Stand der Technik. ENSREG (2012) hat daher bereits in den europäischen Stresstests empfohlen, probabilistische Methoden (PSHA) einzuführen, um damit eine aussagekräftigere Grundlage für die Festlegung des Auslegungserdbebens zu schaffen.

Im Anschluss an die Stresstests hat ASN dem Betreiber neue Sicherheitsmaßnahmen für auslegungsüberschreitende Erdbeben vorgeschrieben, die unter dem Begriff Hardened Safety Core (HSC; "*noyau dur*") zusammengefasst werden (ASN 2014b). In Bezug auf Erdbeben ergeben sich die Anforderungen an den HSC aus einem deterministisch festgelegten vergrößerten Sicherheitsbeben und einem probabilistisch bestimmten „Hardened Safety Core-Erdbeben“ (SND) mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren. Zur Festlegung des SND Erdbebens wurden 2013-2014 für alle Standorte Gefährdungsanalysen mit der PSHA Methodik durchgeführt (DUROUCHOUX et al. 2014). Die Studien wurden auf Grundlage damals vorhandener Daten erstellt, neue Daten wurden nicht erhoben (DUROUCHOUX et al. 2014). Die Analysen sollen jedoch den Richtlinien der IAEA (2010) entsprechen (DUROUCHOUX et al. 2014).

Die Aufrüstung der Hardened Safety Cores für Erdbebenbelastungen, die dem 20.000-jährigem SND Erdbeben entsprechen, ist in ASN (2021a, Abschnitt AGR-F) vorgeschrieben.

Während die von ENSREG (2012) empfohlene Anwendung von probabilistischen Methoden somit für auslegungsüberschreitende Erdbeben umgesetzt wurde, bleibt unklar, ob die Ergebnisse der PSHA auch zu der empfohlenen Überprüfung der Auslegungserdbeben (Design Basis Earthquake) und der Bemessungsgrundlage für Erdbebenlasten (Design Basis) geführt haben. Für die Auslegungserdbeben sieht WENRA (2021, Issue TU) eine Wiederkehrperiode von 10.000

Jahren vor. Es ist nicht klar, ob die ursprüngliche Auslegung der Anlagen den Ergebnissen der 2013-2014 durchgeführten PSHA für Erdbeben mit der Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren entspricht, oder ob die neuen Studien eine Aktualisierung der Auslegung der Anlagen erfordern.⁴

4.1 Schlussfolgerungen

Bezüglich der Erdbebensicherheit der in den 1980er Jahren in Betrieb genommenen 900 MWe-Reaktoren sollte beachtet werden, dass die Festlegungen der Auslegungserdbeben auf der Grundlage von deterministischen Gefährdungsanalysen erstellt wurden, die nicht mehr dem Stand der Technik und wissenschaftlichen Forschung entsprechen. Dieser Umstand wurde von ENSREG in den Stresstests kritisiert. ASN hat daher probabilistische Gefährdungsanalysen (PSHA) vorgeschrieben, deren Ergebnisse jedoch wahrscheinlich nur für die Erhöhung von Teilen der Anlagen für auslegungsüberschreitende Erdbeben herangezogen wurden (Hardened Safety Core). Es ist fraglich, ob die Ergebnisse der 2013-2014 durchgeführten PSHA auch zu einer Aktualisierung der Auslegungsgrundlage (Design Basis) aller sicherheitsrelevanten Strukturen, Systeme und Komponenten geführt haben.

Für die bis 2031 durchzuführenden standortbezogenen PSÜs der einzelnen Reaktoren sollte jedenfalls gefordert werden, dass standortspezifische probabilistische Gefährdungsanalysen (PSHA) mit Methoden, die dem Stand der Wissenschaft und Technik entsprechen und die auf eine aktualisierte Datengrundlage aufbauen, durchgeführt werden oder nachgewiesen wird, dass die 2013-2014 durchgeführte PSHA den Anforderungen genügt, die sich aus den Vorgaben der WENRA Reference Levels (2021, Issue TU) sowie der für Erdbeben relevanten Richtlinien der WENRA (2015, 2016) ergeben. Sollten sich aus den neuen Untersuchungen höhere Werte für die Auslegungserdbeben ergeben bzw. ergeben haben, wäre eine entsprechende Nachrüstung der Anlagen zu fordern.

Im Rahmen der PSÜs sollte auch geprüft werden, ob die Sicherheitsreserven, die sich aus der Auslegung des Hardened Safety Cores für Erdbeben mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren ergeben, ausreichend sind und den Erfordernissen der WENRA Reference Levels für auslegungsüberschreitende Ereignisse entsprechen (Design Extension Conditions; WENRA 2021, Issue F).

Die dargestellten Forderungen ergeben sich aus folgenden WENRA Reference Levels (2021):

- Issue E schreibt vor, dass die Auslegungsgrundlage (Design Basis) eines Reaktors regelmäßig überprüft und aktualisiert werden soll (Reference Levels E1.1, E11.1).

⁴ Eine umfassende Prüfung konnte im Rahmen dieser Studie nicht durchgeführt werden.

- Issue F schreibt gleiches für auslegungsüberschreitende Ereignisse (Design Extension Conditions) vor (Reference Levels F1.1, F5.1).
- Issue P schreibt für periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) unter anderem die Überprüfung der Gefährdungsanalysen vor (Reference Level P2.2 (g)).
- Die Richtlinien zu Issue T (Guidance Documents) empfehlen periodische Überprüfungen der Gefährdungsanalysen und die Durchführung unabhängiger Studien (WENRA 2015, 2016; jeweils Kapitel 07).

5 LAGERUNG ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE

Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur Konsultationsphase

Die Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente (SFP) befinden sich nicht innerhalb des Containments, sondern in einem separaten Gebäude. Dieses Gebäude hat ein dünnes Metalldach und relativ dünne Wände (0,3 m). 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.

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. In dieser Situation müsste die Bevölkerung in extrem kurzer Zeit evakuiert werden. Laut einer US-Studie könnten etwa 75 Prozent (10-90 Prozent) des Cäsium-137 freigesetzt werden.

Bei der Auslegung der 900 MWe-Reaktoren wurden Unfälle mit Verlust der Kühlung oder des Wassers im SFP nicht untersucht. Im Zuge der 4. PSÜ plant EDF folgende Modifikationen umzusetzen:

- die automatische Abschaltung der Pumpen des SFP und die automatische Isolierung der Absaugleitung sowie 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; (siehe Anordnung [PISC-A])
- 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.

ASN stellt fest, dass die von EDF genannte Zielsetzung der 4. PSÜ, dass es äußerst unwahrscheinlich sein muss, dass Brennelemente im Lagerbecken freigelegt werden, nicht vollständig der geforderten Zielsetzung entspricht. Im Hinblick auf die anzuwendenden Sicherheitsziele für neue Reaktoren sollte die Möglichkeit eines „praktischen Ausschlusses“ des Risikos einer Brennstoffschmelze im Brennstoffgebäude geprüft werden. Diesbezüglich hält es ASN für erforderlich, dass weitere Situationen von EDF untersucht werden. (siehe Anordnung [PISC-B]).

Nach Auffassung der ASN sollte zudem der angestrebte sichere Zustand einem Zustand entsprechen, in dem die drei grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Reaktivitätskontrolle, Abfuhr der Nachzerfallsleistung, Zurückhaltung radioaktiver Stoffe) dauerhaft gewährleistet sind. Der von EDF definierte sichere Zustand zielt nur auf die ersten beiden Sicherheitsfunktionen ab. Im Fall des Siedens plant EDF zur Verringerung des Drucks ein Ventil im Brennelementgebäude zu öffnen. Dies bedeutet eine geringe, aber dauerhafte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt. 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])

Diskussion des Beschlusses der ASN und des Syntheseberichts der Konsultation

Laut ASN (2021b) werden die Risiken in Zusammenhang mit den Brennelementlagerbecken und insbesondere deren Widerstandsfähigkeit gegen extreme externe Einwirkungen und feindselige Handlungen (insbesondere einen Flugzeugabsturz) in den Stellungnahmen zur Konsultation thematisiert.

In ihrem aktualisierten Bescheid hat die ASN keine weiteren Forderungen gestellt. Lediglich zur Anforderung zum zusätzlichen Kühlsystem des Brennelementlagerbeckens [PISC-A] wurden einige sprachliche Änderungen vorgenommen.

5.1 Schlussfolgerungen

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

ASN kritisiert jedoch zu Recht die begrenzte Zielsetzung für das zu erreichende Sicherheitsniveau für das Brennelementlagerbecken. 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. 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.

Als Reaktion auf den Fukushima-Unfall empfahl ENSREG (2012) die Verbesserung der Robustheit der SFP. Dies umfasst unter anderem Maßnahmen zur Neubewertung/Aufrüstung der strukturellen Integrität. Eine Verstärkung der Struktur ist von EDF nicht vorgesehen. 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.

Die eingereichten Kommentare/Stellungnahmen veranlassten ASN nicht zur inhaltlichen Änderung des Beschlusses. (ASN 2021a,b)

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

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

Zusammenfassung der Fachstellungnahme zur Konsultationsphase

ASN erwartet als Voraussetzung für einen Betrieb über die projektierte Lebensdauer hinaus, dass Verbesserungen an den 900 MWe-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 2019a)

Mit den in (ASN 2020a) insgesamt angegebenen Nachrüst- und Verbesserungsmaßnahmen sollte seitens des französischen Betreibers EDF beabsichtigt sein, die von ASN angegebene Zielsetzung für die Ertüchtigung der 900 MWe-Reaktoren (ASN 2019a) zu erreichen.

In UMWELTBUNDESAMT (2021) wird dargelegt, dass die Ausführungen in ASN (2020a) jedoch nicht ausreichend und geeignet sind, um nachzuvollziehen, inwieweit die den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentierenden Anforderungen mit den angegebenen Nachrüst- und Verbesserungsmaßnahmen erreicht werden können.

So sind Anforderungen (wie z. B. Redundanz von Sicherheitssystemen im Abgleich mit den EPR Anforderungen, Maßnahmen zum praktischen Ausschluss von Brüchen bei Dampferzeuger-Heizrohren) nicht angesprochen. Weiterhin lassen die Darlegungen eine genaue Prüfung (wie z. B. den Nachweis des erforderlichen Konservatismus in der Störfall- und Unfallanalyse, Nachweise zum Ausschluss von cliff-edge Effekten, Nachweis der Widerstandsfähigkeit der sicherheitsrelevanten Strukturen, Systeme und Komponenten gegen extreme anlagenexterne Einwirkungen) nicht zu.

Diskussion des Beschlusses der ASN und des Syntheseberichts der Konsultation

In (ASN 2021b) wird festgestellt, dass es auch nach Abschluss der Modernisierungsarbeiten weiterhin Abweichungen zwischen dem Sicherheitsniveau des EPR und dem der 900 MWe-Reaktoren geben wird. Es bestehen in der Tat wesentliche Unterschiede in der bautechnischen Ausführung oder z.B. in der Anzahl und technischen Ausführung der Sicherheitssysteme, die im Falle von Störfällen zur Anwendung kommen. Deutliche Unterschiede sind auch in Bezug auf den Schutz gegen externe und interne übergreifende Einwirkungen festzustellen.

Unklar bleibt die Frage des Nachweises der Robustheit der Anlagen im Falle auslegungsüberschreitender externer Einwirkungen. Das hierfür vorgesehene

neu zu installierende Notstandssystem („Hardened Safety Core“) soll zwar gegen solche Einwirkungen ausgelegt sein, die übrige Anlage, insbesondere der Reaktor, verbleibt jedoch in einem dagegen unzureichend geschützten Zustand. Eine hohe Bedeutung kommt in diesem Zusammenhang den meteorologisch bedingten übergreifenden Einwirkungen (Überschwemmungen, Starkregen, Sturm, Trockenheit usw.) zu, da der gegenwärtige, menschenverursachte Klimawandel vorgedachte Entwicklungen bezüglich Häufigkeit und Intensität der meteorologisch bedingten Einwirkungen bereits jetzt deutlich verstärkt.

Was den Sachverhalt „Flugzeugabsturz“ betrifft, sind die Aussagen in ASN (2021b) dahingehend zu bewerten, dass an der bisherigen Auslegung der 900 MWe-Reaktoren keine Änderungen erfolgen. Es sollen lediglich standortbezogene Annahmen zur Absturzwahrscheinlichkeit einer Überprüfung unterzogen werden.

Trotzdem wird in ASN (2021b) ausgeführt, dass es durch die vierte periodische Sicherheitsüberprüfung ermöglicht wird, das Sicherheitsniveau der 900 MWe-Reaktoren an jenes der Reaktoren der dritten Generation anzunähern. In der Realität werden jedoch vorzugsweise die Sachverhalte bearbeitet bzw. nachgerüstet, die sich aus der Betriebserfahrung oder aus Analysen der Anlagensicherheit als dringlich erwiesen haben.

Nach ASN (2021b) heißt es auch, ASN wird EDF dazu bewegen, direkt von den Reaktoren der neuen Generation inspirierte Optimierungen durchzuführen. Im konkreten Programm der Nachrüstung der 900 MWe-Reaktoren sind jedoch diesbezügliche Entsprechungen nicht zu finden.

6.1 Schlussfolgerungen

Die Angaben in ASN (2021a) zur Nachrüstung der 900 MWe-Reaktoren sind nicht ausreichend und geeignet, um nachzuvollziehen, inwieweit die aktuell geltenden Sicherheitsanforderungen, abgeleitet aus internationalen und auch in Frankreich geltenden Regeln und Richtlinien, mit den angegebenen Nachrüst- und Verbesserungsmaßnahmen erreicht werden können.

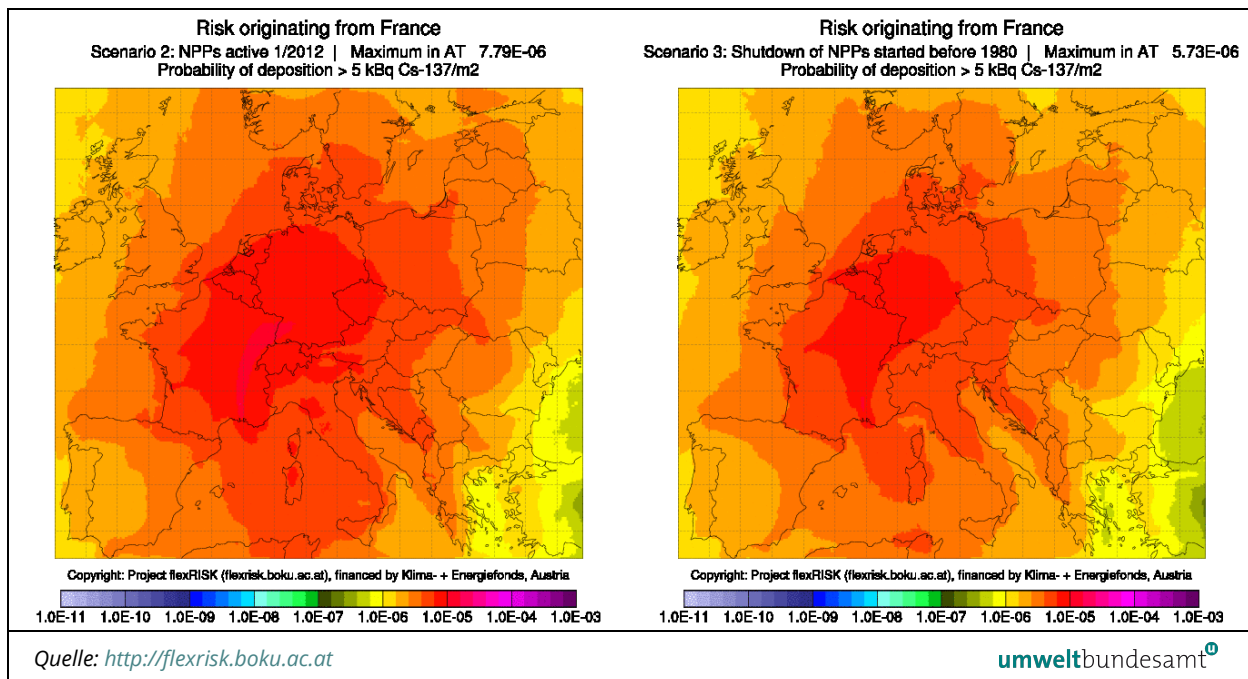
Entweder sind Anforderungen (wie z.B. Redundanz von Sicherheitssystemen im Abgleich mit den EPR Anforderungen, Maßnahmen zum praktischen Ausschluss von Brüchen bei Dampferzeuger-Heizrohren) überhaupt nicht angesprochen oder die jeweiligen Darlegungen lassen eine genaue Prüfung (wie z.B. den Nachweis des erforderlichen Konservatismus in der Störfall- und Unfallanalyse, Nachweise zum Ausschluss von cliff-edge Effekten, Nachweis der Widerstandsfähigkeit der sicherheitsrelevanten Systeme, Strukturen und Komponenten gegen extreme anlagenexterne Einwirkungen) nicht zu.

ASN stellt selbst fest, dass es auch nach Abschluss der Modernisierungsarbeiten weiterhin Abweichungen zwischen dem Sicherheitsniveau des EPR, und dem der 900 MWe-Reaktoren geben wird. Das dadurch bedingte höhere Risiko der 900 MWe-Reaktoren ist nicht ausgewiesen.

7 EMPFEHLUNGEN AN DAS BMK

Das Risiko für Österreich resultierend aus schweren Unfällen in französischen KKW kann mit Hilfe des Projekts flexRISK abgeschätzt werden.

Abbildung 1: Vergleich des Risikos einer Kontamination mit $> 5 \text{ kBq Cs-137/m}^2$ aus einem schweren Unfall in französischen Reaktoren; links: Risiko über aller französischen KKW, die in 01/2012 aktiv waren; rechts: Risiko über alle französischen KKW nach der Abschaltung aller Reaktoren, die vor 1980 in Betrieb gegangen sind.



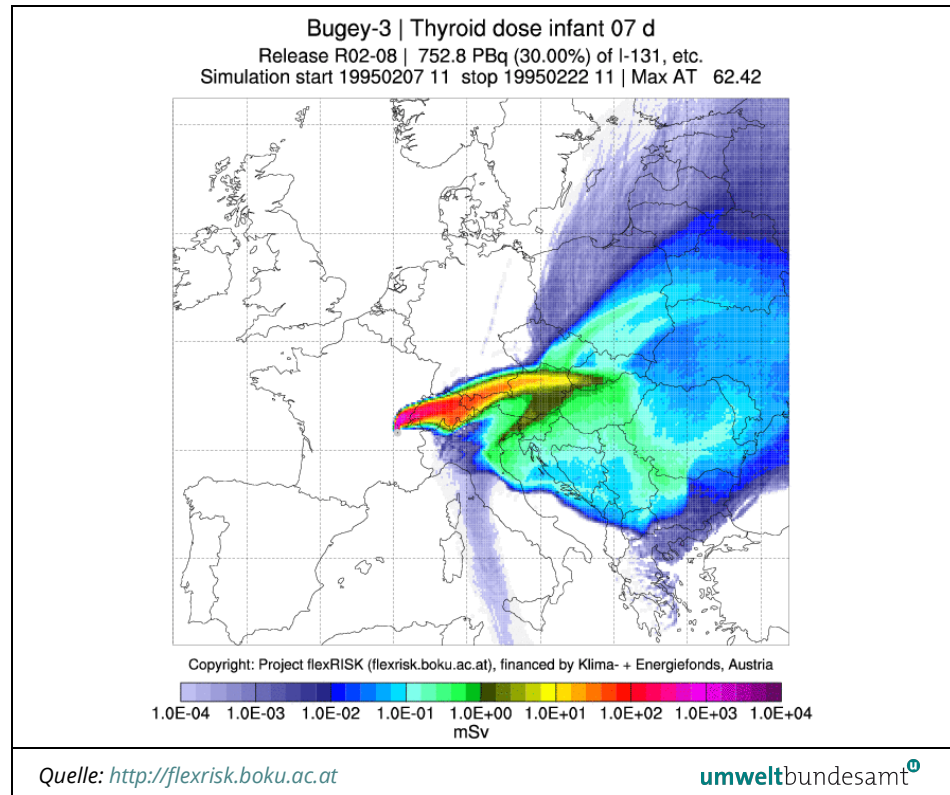
Das Risiko, dass Teile Österreich aus einem schweren Unfall in einem französischen KKW mit mehr als 5 kBq Cs-137/m^2 kontaminiert wird, beträgt im linken Szenario $7,79 \times 10^{-6}$ und im rechten Szenario $5,73 \times 10^{-6}$. Das Risiko hat sich also allein durch die Abschaltung der vier Reaktoren in Bugey, die vor 1980 in Betrieb gingen, bereits um ca. ein Viertel verringert. In dieser Risikoabschätzung sind sowohl die möglichen Wettersituationen als auch Unfallhäufigkeiten berücksichtigt.

Der Großteil der 32 Reaktoren der 900 MW-Flotte ist allerdings erst knapp nach 1980 in Betrieb gegangen. Es lässt sich daher abschätzen, dass eine Abschaltung der gesamten 900 MWe-Reaktorflotte zu einer deutlich größeren Verringerung des Risikos für Österreich führen⁵.

⁵ Eine Berechnung dieses Szenarios mit flexRISK ist im Rahmen dieses Kurzgutachtens nicht möglich.

In der folgenden Abbildung wurde ein schwerer Unfall⁶ im KKW Bugey ange-
nommen, bei dem es zu einer Iodfreisetzung von 752,8 PBq Cs-137 kommt.

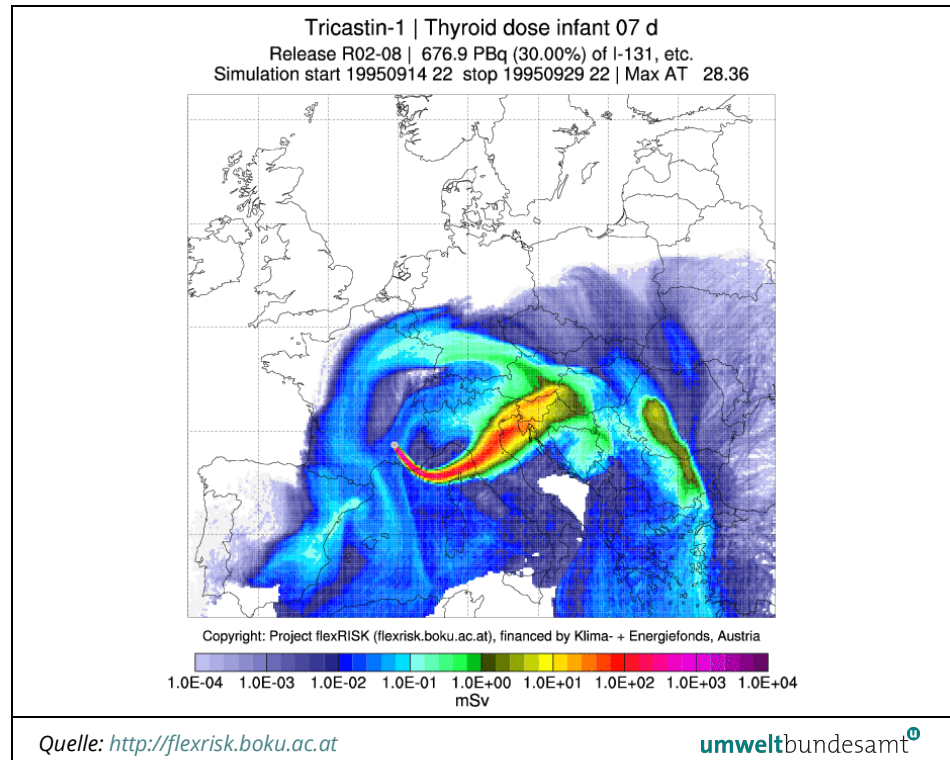
Abbildung 2:
Risiko, dass in Österreich
eine Schilddrüsenedosis
von 10 mSv für Kinder
(7d) durch einen schwe-
ren Unfall in Bugey-3
überschritten wird; Wet-
tersituation vom 7.2. bis
22.2.1995.



Die Überschreitung der Schilddrüsenedosis von 10 mSv für Kinder wäre bei ei-
nem solchen Szenarium im Westen Österreichs möglich, dies würde die Not-
wendigkeit des Starts der Kaliumiodidprophylaxe nach sich ziehen.

⁶ Interfacing Systems Loss-of-Coolant Accident (ISLOCA)

Abbildung 3:
Risiko, dass in Österreich
eine Schilddrüsendosis
von 10 mSv für Kinder
(7d) durch einen schweren
Unfall in Tricastin-1
überschritten wird; Wet-
tersituation vom 14.9.
bis 29.9.1995.



Auch bei einem weiter von der österreichischen Grenze entfernten KKW wie Tricastin lässt sich eine mögliche erhebliche Betroffenheit Österreichs nicht ausschließen. Das Szenarium des hier vorgestellten schweren Unfalls in Tricastin-1 könnte im Süden Österreich zu einer Schilddrüsendosis bei Kindern von über 10 mSv führen.

Empfehlungen an das BMK:

- Österreich sollte sich dafür einsetzen, dass alle Reaktoren, deren Laufzeit 40 Jahre überschreitet oder demnächst überschreiten wird, einer grenzüberschreitenden UVP unterzogen werden. Im Zuge dieser UVP sind die Auswirkungen schwere Unfälle abzuschätzen.
- Ein Nuklearinformationsabkommen zwischen Österreich und Frankreich sollte angestrebt werden, um regelmäßig Informationen zu erhalten und die Diskussion offener Themen wie der in Folge aufgelisteten zu ermöglichen.

Die folgenden technischen Themen sollten mit der französischen Seite besprochen werden:

Unfälle ohne Kernschmelze:

- 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.
- Der Schutz der KKW gegen naturbedingte übergreifende Einwirkungen muss auch für den Fall extremer, über die Auslegung deutlich hinausgehender Einwirkungen, gewährleistet sein.
Unter Berücksichtigung der Kenntnisse über den bereits feststellbaren Klimawandel ist eine umfassende standortbezogene Analyse hinsichtlich möglicher Änderungen von Intensität und Häufigkeit naturbedingter Einwirkungen einschließlich einer Beurteilung der Reaktorsicherheit erforderlich.
- ASN stellt selbst fest, dass es auch nach Abschluss der Modernisierungsarbeiten weiterhin Abweichungen zwischen dem Sicherheitsniveau des EPR und dem der 900 MWe-Reaktoren geben wird. Es wäre jedoch erforderlich, die verbleibenden Abweichungen konkret darzulegen sowie das gegenüber dem EPR Niveau bei den 900 MW Reaktoren vorhandene, höhere Risiko auszuweisen.

Unfälle mit Kernschmelze

- Fortschritt und gegebenenfalls Verzögerung bei der Implementierung der Maßnahmen zur Verhinderung des Durchschmelzens der Fundamente und Verstärkung der seitlichen Wände. Darstellung der möglichen Maßnahmen zur Verstärkung des Fundaments der Reaktorgebäude aus sehr kieselhaltigem Beton, die entsprechenden Studienergebnisse und die daraus insgesamt tatsächlich resultierenden Maßnahmen. Die Entscheidung sollte transparent begründet werden. [AG-A]
- Fortschritt und gegebenenfalls Verschiebungen bei der Implementierung des Systems zur Ableitung der Restwärme aus dem Sicherheitsbehälter ohne Entlüftung (EASu). Darstellung der Machbarkeit und der Effektivität eines zusätzlichen Systems bzw. Mitteln zur Einspeisung von boriiertem Wasser in den Sicherheitsbehälter und Zeitplan für die Implementierung. [AG-B]
- Fortschritt und gegebenenfalls Verschiebung bei der seismischen Verstärkung der Vorrichtung der Entlüftung und Filterung des Sicherheitsbehälters [AG-C]

Erdbeben

- Ablauf und Inhalt der bis 2031 durchzuführenden PSÜs für die einzelnen Reaktoren; dabei sollte mit Hinweis auf die WENRA Safety Reference Levels (Issues E, F, P und T) folgende PSÜ-Inhalte gefordert werden:
 - Überprüfung der standortspezifischen Erdbebengefährdung und anderer externer Gefährdungen auf Grundlage neu erhobener Daten und aktueller Methoden.
 - Überprüfung der Auslegungsgrundlage der Reaktoren in Bezug auf Erdbeben und anderer Einwirkungen von außen.
 - Überprüfung der Konzepte für den Schutz gegen Auslegungsstörfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle, die von Einwirkungen von außen ausgelöst werden.

Lagerung abgebrannter Brennelemente

- Fortschritt und gegebenenfalls Verzögerungen bei der Implementierung eines zusätzlichen Kühlsystems des Brennelementlagerbeckens und des Notwassersystem als Teil des Hardened Safety Core. [PISC-A]
- Die Ergebnisse der Studien zu Unfällen, die das Brennelementlagerbecken betreffen, und die daraus resultierenden Änderungen, die in Anbetracht der Sicherheitsprobleme durchzuführen sind. [PISC-B]
- Die Einwirkungs-, Störfall- oder Unfallsituation in dem ein sicherer Zustand, ohne Sieden des Brennelementlagerbeckens, nicht erreicht und aufrechterhalten werden kann und die dafür definierten Vorkehrungen zur Verbesserung und Vorbeugung dieser Situationen. [PISC-C]
- Diskussion einer bereits erfolgten oder noch zu erfolgenden Prüfung der Möglichkeit einer Verstärkung der Struktur des Brennelementlagergebäudes.

8 LITERATURVERZEICHNIS

- ASN (2014a): Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of Nuclear Power Plants with pressurized water reactors, 2014.
- ASN (2014b): ASN Resolution 2014-DC-0406 of 21 January 2014 instructing Electricité de France - Société Anonyme (EDF-SA) to comply with additional prescriptions applicable to the Gravelines (Nord) NPP further to the examination of the file presented by the licensee in compliance with prescription (ECS-1) of ASN resolution 2012-DC-0283 of 26th June 2012.
- ASN (2017): Olivier GUPTA, ASN, Nuclear Safety in France Upcoming challenges, EUROSAFE 2017.
- ASN (2019a): ASN REPORT on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2018, p. 16, May 2019.
- ASN (2019b): ASN rates a significant event affecting the emergency diesel generator sets on the Civaux, Gravelines and Paluel NPPs level 2 on the INES scale. Information Notice Published on 14/05/2019, 05:44 pm. <http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/Civaux-Gravelines-and-Paluel-NPPs-significant-event-level-2-on-the-INES-scale>.
- 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. <http://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 4, 5 und 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
- ASN (2021a) : Décision n° 2021-DC-0706 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 février 2021 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. <https://www.asn.fr/content/download/176709/1824077/version/1/file/D%C3%A9cision%20n%C2%B0%202021-DC-0706%20de%20l%27ASN%20du%2023%20f%C3%A9vrier%202021.pdf>.
Deutsche Übersetzung.
- ASN (2021b) : Consultation du public sur le projet de décision fixant à EDF des prescriptions au vu des conclusions de la phase générique du quatrième réexamen périodique de ses réacteurs de 900 MWe. Synthèse des observations du public. [http://www.french-nuclear-safety.fr/content/download/176704/1824027/version/2/file/synthèse_CP_RP4%20900%20MWe.pdf](http://www.french-nuclear-safety.fr/content/download/176704/1824027/version/2/file/synth%C3%A8se_CP_RP4%20900%20MWe.pdf). Deutsche Übersetzung.
- DUROUCHOUX, C., LABBE, P. & TRAVERSA, P. (2014). I-5/1 Post-Fukushima French Seismic Hazard Assessment. 9th Nuclear Plant Current Issues Symposium, Charlotte, North Carolina, USA.
- ENSREG (2012): France. Peer review country report. Stress tests performed on European nuclear power plants. <http://www.ensreg.eu/document/peer-review-report-eu-stress-tests-france>
- ESPOO CONVENTION (1991): Convention on Environmental Impact Assessment in a Transboundary Context. United Nations.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2010): Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-9, Vienna.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2016): Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants. IAEA-TECDOC-1791, Vienna.
- IRSN (2015): Patricia Dupuy, Carine Delafond, Alexandre Dubois : Temporary and Long Term Design Provisions Taken on the French NPP Fleet to Cope with Extended Station Black out in case of Rare and Severe External Events. France, NEA/CSNI/R(2015)4. https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/46/066/46066607.pdf?r=1.

- IRSN (2018a): Jean Couturier, Michel Schwarz: Current State of Research on Pressurized Water Reactor Safety.
https://www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Documents/IRSN_Book_Current-State-of-Research-on-Pressurized-Water-Reactor-Safety_2018.pdf.
- IRSN (2018b): Concertation À L'occasion Du 4ème Réexamen Périodique Des Réacteurs De 900 MWe Du Parc Électronucléaire Français - Foire Aux Questions, IRSN Octobre 2018.
https://www.irsn.fr/FR/connaissances/Nucleaire_et_societe/ouverture-transparence/concertation-VD4-900/Documents/IRSN_Concertation-VD4-900_FAQ_201810.pdf.
- 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.
- UMWELTBUNDESAMT (2021). Becker, O.; Mertins, M.; Mraz, G.: Frankreich: Konsultation zu den Bedingungen für den Weiterbetrieb der 900 MWe-Reaktoren über 40 Jahre hinaus. Fachstellungnahme. Erstellt im Auftrag des BMK, Abt. VI/9 Allgemeine Koordination von Nuklearangelegenheiten, REP-0752, Wien.
- UNECE (2020): Meeting of the Parties to the Convention on Environmental Impact Assessment in a Transboundary Context. Guidance on the applicability of the Convention to the lifetime extension of nuclear power plants. As endorsed by the Meeting of the Parties at its eighth session (8–11 December 2020) and pre-edited. To be issued as a publication.
<https://unece.org/environment/documents/2021/03/working-documents/guidance-applicability-convention-lifetime>.
- WENRA RHWG (2021): WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors, Update in relation to lessons learned from TEPCO Fukushima Dai-ichi Accident; 17th February 2021.
- WENRA – Western European Nuclear Regulators Association (2015): Guidance Document Issue T: Guidance Head Document
- WENRA – Western European Nuclear Regulators Association (2016): Guidance Document Issue T: Natural Hazards Guidance on Seismic Events.

9 ABBILDUNGS- UND TABELLENVERZEICHNIS

Tabelle 1: Auflistung der 32 900 MWe-Reaktoren in Frankreich	4
Abbildung 1: Vergleich des Risikos einer Kontamination mit > 5 kBq Cs-137/m ² aus einem schweren Unfall in französischen Reaktoren; links: Risiko über aller französischen KKW, die in 01/2012 aktiv waren; rechts: Risiko über alle französischen KKW nach der Abschaltung aller Reaktoren, die vor 1980 in Betrieb gegangen sind. (http://flexrisk.boku.ac.at)	22
Abbildung 2: Risiko, dass in Österreich eine Schilddrüsendosis von 10 mSv für Kinder (7d) durch einen schweren Unfall in Bugey-3 überschritten wird; Wettersituation vom 7.2. bis 22.2.1995 (http://flexrisk.boku.ac.at)	23
Abbildung 3: Risiko, dass in Österreich eine Schilddrüsendosis von 10 mSv für Kinder (7d) durch einen schweren Unfall in Tricastin-1 überschritten wird; Wettersituation vom 14.9. bis 29.9.1995 (http://flexrisk.boku.ac.at)	24

10 ABKÜRZUNGEN

ASG.....	Notspeisesystem
ASN.....	Autorité de sûreté nucléaire, französische Nuklearaufsichtsbehörde
BMK.....	Bundesministeriums für Klimaschutz, Umwelt, Energie, Mobilität, Innovation und Technologie
Cs-137	Cäsium-137
EDF	Electricité de France, Betreiber der 900 MWe-Reaktoren
ENSREG.....	European Nuclear Safety Regulators Group
EPR	European Pressurized Water Reactor
FARN	force d'action rapide du nucléaire, Nukleare Schnelleingreifgruppe
HSC	Hardened Safety Core
IAEA	International Atomic Energy Agency, Internationale Atomenergie Organisation
IRSN.....	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
kBq	KiloBecquerel
KKW.....	Kernkraftwerk
LH	Notstromverteilung
mSv.....	MilliSievert
MWe	MegaWatt elektrisch
PBq	PetaBecquerel
PCC.....	Plant Conditions Category
PSHA	Probabilistic Seismic Hazard Assessment
PSÜ, PSR	Periodische Sicherheitsüberprüfung, Periodic Safety Review
RDB	Reaktordruckbehälter
RHWG.....	Reactor Harmonization Working Group
RRC.....	Risk Reduction Category

SAM	Severe Accident Management, Management Schwerer Unfälle
SEG	Einspeisekreislauf
SFP	Spent Fuel Pool, Brennelementlagerbecken
SMHV.....	Größtes wahrscheinliches historisches Erdbeben
SMS	Safe Shutdown Earthquake
SND	Hardened Safety Core Erdbeben
SUP	Strategische Umweltprüfung
UBA	Umweltbundesamt
UNECE.....	UN-Wirtschaftskommission für Europa (ECE)
UVP.....	Umweltverträglichkeitsprüfung
WENRA WGWD	WENRA Working Group on Waste and Decommission- ing
WENRA.....	Western European Nuclear Regulators Association