

Atomstrom 2016: Sicher, sauber, alles im Griff?

**Aktuelle Probleme und Gefahren bei
deutschen Atomkraftwerken und
Zwischenlagern.**

**Studie
von Diplom-Physikerin Oda Becker
im Auftrag des BUND.**

Inhalt

1 Einleitung	5
2 Die BMU-Nachrüstliste.....	5
2.1 BMU-Nachrüstliste und das AKW Grohnde.....	6
2.1.1 Alterung der Sicherheitsanalysen und Anwendung des neuen Regelwerks	6
2.1.2 Schwächen des Bruchausschluss-Konzepts.....	8
2.1.3 Schwachstellen im Nichtleistungsbetrieb.....	8
2.1.4 Umgang mit auslegungsüberschreitenden Unfällen	9
2.2 Fazit.....	9
3 Sicherheitsüberprüfungen nach Fukushima	10
3.1 RSK-Sicherheitsüberprüfung	10
3.2 Der EU Stresstest.....	10
3.3 Sicherheitsdefizite	11
3.3.1 Mängel im Erdbebenschutz	11
3.3.2 Mängel im Hochwasserschutz.....	13
3.3.3 Nichtberücksichtigung von Extremwetterereignissen	15
3.3.4 Defizite der Kühlung des Lagerbeckens.....	16
3.3.5 Möglichkeit von Wasserstoffexplosionen	17
3.4 Fazit.....	18
4 Grenzen der Nachrüstungen	19
5 Neue Sicherheitsanforderungen in Europa.....	20
5.1 WENRA Referenzlevel für bestehende Atomkraftwerke	20
5.2 WENRA Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke.....	21
5.3 Neue EU-Richtlinie für nukleare Sicherheit.....	21
5.4 Fazit.....	23
6 (Neue) Probleme.....	23
6.1 Verformungen von Brennelementen in Druckwasserreaktoren (DWR)	23
6.2 DWR-Neutronenflussschwankungen	27
6.3 Ausfall des Haupt-, Reserve- oder Notstromnetzanschlusses	28
6.4 Fazit.....	29
7 Alterung und Umgang mit meldepflichtigen Ereignissen	29
7.1 Alterungs- und Folgeprobleme.....	30

7.2 Bedeutung von meldepflichtigen Ereignissen	32
7.3 Gefahr von Gemeinsam verursachte Ausfällen (GVA).....	32
7.4 Mangelhafte Ereignisanalysen.....	33
7.5 Weiterleitungsnachrichten	34
7.6 Mangelnde Sicherheitskultur.....	35
7.7 Fazit.....	36
8 Gefahren durch den Normalbetrieb eines Atomkraftwerks.....	36
9 Gefahr von Terroranschlägen auf Atomkraftwerke.....	37
9.1 Bedrohung durch einen gezielten Flugzeugabsturz.....	38
9.2 Drohnen als Hilfsmittel für Terrorangriffe.....	40
9.3 Angriff mit einem Hubschrauber.....	41
9.4 Bedrohung durch Terrorangriff vom Boden.....	42
9.5 Bedrohung durch Innentäter	43
9.6 Bedrohung durch Cyberattacken	44
9.7 Fazit.....	45
10 Schwere Unfälle	45
10.1 Unfallhäufigkeiten aus PSA	46
10.2 Statistische Wahrscheinlichkeit eines Atomunfalls.....	47
10.3 Fazit Unfallrisiko.....	47
11 Fehlender Katastrophenschutz.....	47
11.1 Neue Planungsgebiete für den Fall eines schweren Unfalls.....	47
Grundlagen zur Festlegung der Planungsgebiete	48
Festlegung der Planungsgebiete	50
11.1 Stand der Umsetzung.....	53
11.2 Durchführung der Katastrophenschutzmaßnahmen	54
Sicht der AKW-Betreiber	55
11.3 Fazit.....	56
12 Zwischenlagerung	56
12.1 Menge an abgebrannten Brennelementen und hochradioaktiven Abfällen.....	56
12.2 Lagerung der abgebrannten Brennelemente und hochradioaktiven Abfälle	57
12.3 Abfälle aus der Wiederaufbereitung.....	59
12.4 Fehlende Genehmigung für Zwischenlager Jülich	60

12.5 Fehlende Genehmigung für das Zwischenlager Brunsbüttel.....	61
12. 6Konsequenzen aus dem Brunsbüttel-Urteil	63
12.7 Lagerdauer.....	64
12. 8 Gewährleistung der Sicherheit der Langzeitzwischenlagerung.....	66
12.8.1 Überprüfung des Behälterinventars und -innenraums	67
12.8.2Reparaturkonzept Primärdeckel	68
12.8.3 Periodische Sicherheitsüberprüfung der Zwischenlager	68
12.8.4 Mängel in der Qualitätssicherung.....	69
12.9 Eingangslager	69
12.10 Zusammenhang von Zwischen- und Endlagerung	70
12.11 Befassung mit der Zwischenlagerung in der Endlagerkommission	70
12.12 Fazit.....	72

1 Einleitung

Die Unfälle im AKW Fukushima Dai-ichi im März 2011 führten zu einer Neubewertung der Nutzung der Kernenergie. Mit Inkrafttreten des erneut geänderten Atomgesetzes verloren acht Reaktoren die weitere Berechtigung zum Leistungsbetrieb.¹ Für die neun weiteren Reaktoren wurden noch zu produzierende Elektrizitätsmengen und zusätzlich Termine für die endgültige Abschaltung festgelegt.

Seitdem wurde ein weiteres Atomkraftwerk endgültig abgeschaltet. Für das Atomkraftwerk Grafenrheinfeld galt der 31. Dezember 2015 als Termin für das Laufzeitende. Es wurde jedoch bereits am 27. Juni 2015 endgültig abgeschaltet.

Die Termine für die endgültige Abschaltung der verbleibenden 8 Reaktoren sind:

- 31.12.2017 Gundremmingen B;
- 31.12.2019 Philippsburg-2;
- 31.12.2021 Grohnde, Gundremmingen C und Brokdorf;
- 31.12.2022 Isar-2, Emsland und Neckarwestheim-2.

Die jetzt noch betriebenen deutschen Atomkraftwerke entsprechen nicht mehr dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik und wären bereits seit 1994 nicht mehr genehmigungsfähig. Damals wurde die Genehmigung von neuen Atomkraftwerken durch die neue Bestimmung (§ 7 Abs. 2a AtG) davon abhängig gemacht, dass die Auswirkungen einer Kernschmelze auf die engste Umgebung des Kraftwerks beschränkt bleiben [RENNEBERG 2010].

Ziel dieser Studie ist es, das Risiko, das von den deutschen Atomkraftwerken für die Bevölkerung ausgeht, darzustellen.

2 Die BMU-Nachrüstliste

In Zusammenhang mit den 2010 bewilligten Laufzeitverlängerungen für die deutschen Atomkraftwerke wurde vom BMU eine Liste mit sicherheitstechnischen Anforderungen veröffentlicht, die eine Bund-Länder-Arbeitsgruppe seit Anfang 2010 erarbeitet hatte. Die sogenannte „Nachrüstliste“ enthielt 2010 insgesamt 39 Maßnahmen [BMU 2010b].

Unter Berücksichtigung der Regelungen der 13. Atomgesetz-Novelle wurde im Juni 2012 eine aktualisierte Liste mit nunmehr 25 Punkten veröffentlicht. Es sollte für jedes AKW geprüft werden, ob die genannten Anforderungen/Maßnahmen schon erfüllt werden bzw. mit welchen konkreten Mitteln diese zu erreichen sind. [BMU 2012]

An der Nachrüstliste wurde 2010 von Experten umfangreiche Kritik geäußert (siehe z. B. [RENNEBERG 2010]), von denen einige Punkte auch auf die Liste 2012 zutreffen. So sei das Anforderungsniveau zu niedrig und die Anforderungen seien zu allgemein formuliert. Zum Teil würden lediglich Anforderungen formuliert, die entsprechenden Nachrüstungen müssten jedoch noch

¹ Biblis A und B, Neckarwestheim 1, Brunsbüttel, Isar 1, Unterweser, Philippsburg 1 und Krümmel

entwickelt werden. Die Liste enthalte keinen Bezug zum nationalen Regelwerk oder zu internationalen Sicherheitsnormen. Zudem sei aus den generellen Formulierungen nicht erkennbar, welche Atomkraftwerke jeweils betroffen sind.

In keiner Weise ist die BMU-Nachrüstliste 2012 als vollständig hinsichtlich des Nachrüstbedarfs anzusehen. Eine den Medien zugespielte interne Liste einer Arbeitsgruppe des BMU, die kurz nach den Fukushima-Unfällen erstellt wurde, ist wesentlich umfangreicher und konkreter. Es wird betont, dass die Durchführung der Überprüfungen über das reine Nachvollziehen alter Prüfungsergebnisse hinausgehen muss. So wird z. B. gefordert, dass für jede Anlage ein Gutachterteam gebildet wird, dem nur Mitarbeiter von Sachverständigenorganisationen angehören, die nicht in der jeweiligen Anlage als Hauptgutachter tätig waren [BMU 2012a].

Ob, und wenn ja welche, Nachrüstungen laut Nachrüstliste 2012 überhaupt erfolgten, ist nicht bekannt. Einen Einblick in den Umgang mit den Anforderungen lieferte die Aufsichtsbehörde in Niedersachsen hinsichtlich des AKW Grohnde. Diese sollen im Folgenden beispielhaft dargestellt werden.

2.1 BMU-Nachrüstliste und das AKW Grohnde

Bei aller Kritik enthält die Nachrüstliste auch ein Eingeständnis der vorhandenen Schwachstellen und Sicherheitsdefizite von deutschen Atomkraftwerken. In einer Studie Anfang 2013 wurden die Anforderungen/Maßnahmen der Nachrüstliste und die sich daraus ergebenden Handlungsanforderungen an die niedersächsische Aufsichtsbehörde dargestellt. Dazu wird das Sicherheitsniveau in Grohnde und die mögliche Verbesserung durch Maßnahmen gemäß Nachrüstliste diskutiert. [BECKER 2013]

Die Aufsichtsbehörde antwortete darauf in einer Stellungnahme Anfang 2014. [NMU 2014]

Einige Punkte werden im Folgenden diskutiert.

Grohnde gehört zu den Druckwasserreaktoren (DWR) der Baulinie 3 (auch Vor-Konvoi-Anlagen), dazu gehören neben Grohnde auch Brokdorf, Grafenrheinfeld und Philippsburg-2. Diese wurden zwischen 1973 und 1986 errichtet. Verglichen mit den Baulinien 1 und 2 (inzwischen alle endgültig abgeschaltet) haben die Vor-Konvoi-Anlagen deutliche sicherheitstechnische Verbesserungen. Dennoch ist zu bedenken, dass das Basisdesign aus den 1970er Jahren stammt. Sie erreichen nicht einmal das Sicherheitsniveau der Konvoi-Anlagen (Emsland, Neckarwestheim-2 und Isar-2). Im Bericht zur 5. Überprüfungstagung der Konvention zur Nuklearen Sicherheit listet das Bundesumweltministerium (BMU) auslegungsbedingte Unterschiede zwischen den einzelnen Baulinien auf. Die Vor-Konvoi-Anlagen weisen gegenüber den Konvoi-Anlagen auslegungsbedingte Schwächen auf. So haben die eingesetzten Werkstoffe der druckführenden Umschließung (DFÜ) keine optimierte Qualität, sondern sind eher vergleichbar mit den Werkstoffen der Baulinien 1 und 2. Zusätzlich wurde das Bruchausschlusskonzept nicht von Beginn der Planung, sondern erst vor Inbetriebnahme umgesetzt (siehe Kapitel 3.2.3) [BMU 2010a].

2.1.1 Alterung der Sicherheitsanalysen und Anwendung des neuen Regelwerks

In der Nachrüstliste sind zwei Anforderungen hinsichtlich erweiterter Sicherheitsüberprüfungen (Ia 1 und 2) formuliert, die die Alterung der Sicherheitsnachweise betreffen. Erfahrungen zeigen, dass der

vielfach behauptete hohe Sicherheitsstandard nicht zwangsläufig für alle real existierenden Anlagen gilt, da eine Überprüfung der alten Sicherheitsnachweise nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik nicht vorliegt. [RENNEBERG 2010].

Eine systematische Überprüfung der Sicherheitsanalysen hinsichtlich der Beherrschbarkeit von Störfällen könnte als Grundlage dafür dienen, dass der theoretisch vorhandene Sicherheitszustand auch real vorhanden ist. Die Verbesserung des realen Sicherheitsniveaus hängt davon ab, wie schnell und in welchem Umfang die Aufsichtsbehörde aus den Ergebnissen der Analysen konkrete Maßnahmen ableitet und die Umsetzung einfordert.

Die Nachrüstliste fordert, dass die Betreiber die den Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zugrunde gelegten Sicherheitsanalysen in einem Nachweishandbuch darstellen. Dabei sind die Inhalte im Falle fortschreitender Regelwerksanforderungen auf Aktualität zu prüfen.

Eine Überprüfung der Sicherheitsanalysen auf Aktualität ist erforderlich, da im November 2012 (endlich) ein neues kerntechnisches Regelwerk verabschiedet wurde. Das vorher gültige kerntechnische Regelwerk stammt aus Ende der 1970er und Anfang der 1980er Jahre. Das modernisierte Regelwerk, die „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“, ist bei Änderungsgenehmigungen sowie bei sicherheitstechnischen Bewertungen durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden heranzuziehen [GRS 2012a]. Ob und in welchem Umfang Änderungen bzw. Nachrüstungen in den Atomkraftwerken erforderlich sind, dürfen die Landesbehörden fallweise entscheiden. Die Aufsichtsbehörden in Niedersachsen und Bayern waren bis zuletzt gegen die Verabschiedung des neuen Regelwerks.

Das NMU erklärte 2014 hinsichtlich der Nachrüstliste (Ia 1 und 2): *Eine systematische Überprüfung der gültigen Sicherheitsanalysen wurde im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung 2010 (SÜ 2010) auf Basis des seinerzeit gültigen Regelwerks durchgeführt. Das neue Regelwerk konnte dabei noch nicht berücksichtigt werden, weil es erst danach verabschiedet wurde.* [NMU 2014]

Bewertung: Die Erstellung des Nachweisbuchs wurde für das AKW Grohnde von Betreiber und Aufsichtsbehörde schnell noch vor Veröffentlichung des neuen Regelwerks „erledigt“. Obwohl nicht verpflichtend, erfolgt auf Veranlassung der Aufsichtsbehörde Baden-Württemberg derzeit eine erweiterte Sicherheitsüberprüfung des typgleichen AKWs Philippsburg 2 auf Grundlage des neuen Regelwerks. Dem Beispiel sollten das NMU und andere Aufsichtsbehörden folgen.

Zurzeit wird eine erweiterte Sicherheitsüberprüfung auf der Basis des 2012/2013 verabschiedeten Regelwerks für die Atomkraftwerke GKN II und KKP 2 durchgeführt. Die noch auf der Basis des bisherigen Regelwerks durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen sollen damit ergänzt werden. Die bestehenden Nachweise werden systematisch überprüft. In einem gestuften Verfahren werden neue Sicherheitsnachweise für die im neuen Regelwerk genannten Ereignisse dort geführt, wo sich die Anforderungen für die Störfallbeherrschung geändert haben oder neue Ereignisse hinzugekommen sind.² Dieses Vorgehen erfolgt nur in Baden-Württemberg. Wenn auch unter den bestehenden Rahmenbedingungen (Restlaufzeit) keine Nachrüstungen erfolgen, könnten aus den Überprüfungen

² Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft: Überwachung kerntechnischer Anlagen; gesehen Februar 2016, <https://um.baden-wuerttemberg.de/de/umwelt/kernenergie-und-radioaktivitaet/ueberwachung-kerntechnischer-anlagen/>

zumindest erforderliche Einschränkungen bei Prüfungs- und Wartungsarbeiten erfolgen, wodurch die Störfallbeherrschung verbessert wird.

2.1.2 Schwächen des Bruchausschluss-Konzepts

Im AKW Grohnde wurde das sogenannte Bruchausschlusskonzept der Druckführenden Umschließung erst bei Inbetriebnahme und nicht bei Auslegung der Anlage angewendet. Wenn für ein System Bruchausschluss nachgewiesen ist, so bedeutet dies zumindest theoretisch, dass alle bei Betrieb und Störfällen möglichen Belastungen so beherrscht werden, dass ein spontanes Versagen dieser Rohrleitung in Form eines Bruchs (Leck-vor-Bruch-Verhalten) auszuschließen ist. Dieses Konzept, das grundsätzlich aufgrund immer vorhandener Kenntnislücken keine hundertprozentige Sicherheit garantieren kann, bestand in neueren Anlagen bereits bei der Auslegung. Anforderungen an die Qualität des Werkstoffes, an die Fertigung und an die Auslegung konnten so bereits bei Herstellung und Errichtung berücksichtigt werden [NEUMANN 2010].

Das war im AKW Grohnde nicht der Fall. Da das Bruchausschlusskonzept erst bei Inbetriebnahme angewendet wurde, weisen u.a. die Rohrleitungen stärkere Krümmungen auf, die Spannungen verursachen und so im Laufe der Betriebszeit Riss-Initiierung und -Wachstum begünstigen. Sicherheitsgewinn könnte ein Austausch von Rohrleitungen bieten.

Darauf, dass im AKW Grohnde die Qualitätsanforderungen nicht ausreichend gewesen sind, weist ein vom BMU gefördertes Forschungsvorhaben hin. Eine Auswertung der Korrosionsereignisse in deutschen Atomkraftwerken aus den Jahren 1995 bis 2004 zeigt, dass tendenziell in den neueren Baureihen weniger korrosionsbedingte Risse und Leckagen auftraten. Insbesondere die drei Konvoi-Kraftwerke weisen die niedrigste Zahl von derartigen Ereignissen auf. Dies wird nach Meinung der Wissenschaftler nicht auf das Alter der Anlagen zurückgeführt, sondern auf die Anwendung strengerer Regelwerksanforderungen [BMU 2007].

In der Nachrüstliste ist ein Austausch von Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung zur Verbesserung des Leck-vor-Bruch Verhaltens (Ic6) gefordert. Problematisch ist allerdings, dass die Maßnahme die Einschränkung enthält, dass nur an Stellen ausgetauscht werden soll, an denen erheblicher Sicherheitsgewinn erreichbar ist. Wer aber wie festlegt, was ein erheblicher Sicherheitsgewinn ist, bleibt offen. Daher ist es abhängig von der Forderung der Aufsichtsbehörde, ob, wann und was überprüft und ggf. ausgetauscht wird.

Das NMU erklärte 2014: *Dieser Punkt bezieht sich auf das Kernkraftwerk Biblis A. Er sei für das AKW Grohnde nicht einschlägig, da der Bruchausschluss für das AKW Grohnde nachgewiesen ist.* [NMU 2014]

Bewertung: Auch wenn diese Aussage im weitesten Sinne zutrifft, ist wie oben erklärt, durchaus Verbesserungspotenzial abzuleiten. Wenn dieser Punkt nur für Biblis A gelten würde, dann wäre es unverständlich, warum dieser Punkt in der aktualisierten Liste nach der endgültigen Abschaltung von Biblis A noch enthalten ist.

2.1.3 Schwachstellen im Nichtleistungsbetrieb

Auch im Nichtleistungsbetrieb, z. B. während der jährlichen Revision, geht von einem AKW eine nicht unerhebliche Gefährdung aus. Denn die Kühlung der Brennelemente muss – auch in

Extremsituationen – gewährleistet sein, um einen Kernschmelzunfall zu verhindern. Die Nachrüstliste enthält zwei Maßnahmen für eine potentielle Erhöhung der Sicherheit im Nichtleistungsbetrieb. So wird eine Erweiterung der Messeinrichtungen sowie eine Prüfung gefordert, ob automatische Maßnahmen sicherheitstechnisch sinnvoll sind (Ic4).

Das NMU erklärte 2014: *Die entsprechende Untersuchung (durch den Betreiber) hat ergeben, dass keine Nachrüstungen erforderlich sind. Die Untersuchung befindet sich seit Dezember 2013 in der Bewertung des NMU.* [NMU 2014]

Bewertung: Es liegt im Ermessensspielraum der Aufsichtsbehörde, welche Maßnahmen sicherheitstechnisch „sinnvoll“ sind. Die Betreiberuntersuchung der bekannten Schwachstelle hat offenbar keinen Nachrüstbedarf ergeben. In dem typgleichen Philippsburg-2 wurden zumindest Signalisierungen für den Ausfall der Nachkühlung nachgerüstet.

2.1.4 Umgang mit auslegungsüberschreitenden Unfällen

Die Nachrüstliste enthält einige Maßnahmen/Anforderungen, die die Basis schaffen können, um im Falle eines auslegungsüberschreitenden Unfalls überhaupt ansatzweise die Möglichkeit zu haben, eine Katastrophe zu verhindern oder zumindest die Auswirkungen zu mindern.

Als eine präventive Maßnahme im Rahmen des Notfallschutzes soll eine mobile Stromversorgung für Gleichstrom im Falle des Station Blackout) (Ic13) vorgehalten werden. Zu den erforderlichen Maßnahmen gehört die Installation eines geeigneten Probenentnahmesystems im Sicherheitsbehälter (Ic11) und von Füllstandssonden im Reaktordruckbehälter (Ic12). Diese drei Forderungen sind laut NMU erfüllt.

Weiterhin sollen rechnergestützte Diagnose- und Prognosehilfsmittel zur Ermittlung der radiologischen Lage für die Unterstützung des anlageninternen Krisenstabs während eines schweren Unfalls entwickelt werden (Ic15). Laut NMU sollte dieser Punkt im Jahr 2014 nach Abschluss der Piloterprobung in der Anlage Emsland umgesetzt werden.

Bewertung: Mit dieser Erprobung ist vermutlich die Übung zu einem schweren Unfall in Emsland gemeint, der insgesamt in einem Desaster endete (siehe unten). Wie der derzeitige Stand der Umsetzung der erforderlichen Hilfsmittel zur Ermittlung der radiologischen Lage in Grohnde und in anderen deutschen Atomkraftwerken ist, ist nicht bekannt.

2.2 Fazit

Die Darstellung des Sachstands durch das NMU erweckt den Anschein einer geringen Distanz zum Betreiber. So wird fast zu allen Punkten behauptet, eine Nachrüstung wäre nicht erforderlich, obwohl das bisher nur die Meinung des Betreibers ist und eine Untersuchung der Aufsichtsbehörde oder ihrer Gutachterorganisationen noch nicht abgeschlossen ist.

Die Darstellung erweckt auch den Anschein, dass die Aufsichtsbehörde ihren Handlungs- und Ermessensspielraum bisher eher im Sinne der AKW-Betreiber als im Sinne der Bevölkerung ausschöpft. Bisher sind nach den durchgeführten Prüfungen durch den Betreiber kaum konkrete Maßnahmen gefordert, das neue Regelwerk wird nur eingeschränkt angewendet.

Bisher sind weder die vorgeschlagenen Maßnahmen der Betreiber noch die Bewertung des NMU veröffentlicht, obwohl die Bevölkerung ein Recht auf Informationen hat, insbesondere angesichts der vorhandenen Risiken.

Zwar kann auch durch Nachrüstungen ein potenzieller Unfall mit erheblichen radioaktiven Freisetzungen nicht „praktisch ausgeschlossen“ werden. Dennoch muss alles getan werden, um im Rahmen der Möglichkeiten bekannte Schwachstellen auszugleichen oder diesen entgegen zu wirken.

3 Sicherheitsüberprüfungen nach Fukushima

Im März 2011 zeigten die schweren Unfälle im japanischen AKW Fukushima Dai-ichi der Welt, dass schwere Unfälle mit gravierenden radioaktiven Freisetzungen auch heutzutage und auch in einem westlichen Industrieland auftreten können.

Die Unfälle veranlassten internationale und nationale Überprüfungen der Sicherheit von Atomkraftwerken. Zwei dieser Tests, der Europäische Stresstest und die Sicherheitsüberprüfungen der RSK und die das AKW Grohnde betreffenden Ergebnisse werden im Folgenden dargestellt.

3.1 RSK-Sicherheitsüberprüfung

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hatte unmittelbar nach dem Reaktorunfall von Fukushima eine Sicherheitsüberprüfung der deutschen Atomkraftwerke durchgeführt und in ihrer Stellungnahme vom 17. Mai 2011 erste Maßnahmen zur Verbesserung der Robustheit der deutschen Anlagen empfohlen [RSK 2011]. Nach weiterer Beratung einzelner Themen hat die RSK ihre Sicherheitsüberprüfung weitgehend abgeschlossen und das Ergebnis ihrer Beratungen und den erforderlichen Nachrüstbedarf in ihrer Empfehlung vom 26./27.09.2012 veröffentlicht [RSK 2012]. Zu dem Thema „Extreme Wetterbedingungen“ veröffentlichte die RSK im November 2013 eine Stellungnahme [RSK 2013] (siehe unten).

Die RSK definierte für die verschiedenen möglichen Einwirkungen, aufbauend auf einen Basislevel, drei durch unterschiedlich hohe Sicherheitsanforderungen gekennzeichnete Robustheitslevel. Die RSK-Experten halten es für angemessen, dass mindestens Robustheitslevel 1 angestrebt wird. [RSK 2011].

3.2 Der EU Stresstest

Als Reaktion auf die katastrophalen Unfälle im AKW Fukushima sollten alle europäischen Reaktoren einer transparenten Sicherheitsüberprüfung („Stresstest“) unterzogen werden. Die European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) übernahm diese Aufgabe, versprach aber u.a. aus Zeitgründen keinen umfassenden Test. Der EU Stresstest wurde definiert als Neubewertung der Sicherheitsmargen gegenüber unerwarteten externen Ereignissen [ENSREG 2011].

Unstrittig ist, dass wichtige Sicherheitsaspekte der Atomkraftwerke im Rahmen des Stresstests nicht betrachtet wurden. Kritisiert wurde auch, dass die involvierten Experten nicht unabhängig waren und vor allem, dass nicht definiert wurde, welches Sicherheitslevel die Reaktoren erreichen sollten/müssen [WENISCH 2012]. Trotz aller Kritik lieferte der EU Stresstest interessante Ergebnisse und wies auf Sicherheitsdefizite hin.

In der ersten Phase, die im Juni 2011 startete, führten die Betreiber der Atomkraftwerke eine Selbstbewertung ihrer Anlagen durch. Die Betreiberberichte lagen bis zum 31.10.2011 vor. In der zweiten Phase bewerteten die nationalen Aufsichtsbehörden die Betreiberberichte und überreichten dann zum 31.12. 2011 die nationalen Berichte zu einem Peer Review an die ENSREG.

Im Anschluss an den Peer Review Prozess sollt jedes Land nationale Aktionspläne aufstellen, um die identifizieren Schachstellen zu beheben

Der Aktionsplan für Maßnahmen in den Atomkraftwerken wurde unter Berücksichtigung der mit dem für Deutschland beschlossenen Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie zur Gewinnung von Elektrizität verbundenen Restlaufzeiten der Kernkraftwerke in Abstimmung zwischen dem BMUB und den Aufsichtsbehörden der Länder erstellt und erstmalig am 31.12.2012 veröffentlicht. Grundlage hierfür ist auch die Sicherheitsüberprüfung der RSK [BMU 2013]. Der Nationale Aktionsplan umfasste 24 Maßnahmen.

Die Aufsichtsbehörden der Länder erstellten spezielle Aktionspläne für die jeweiligen Atomkraftwerke. Der Aktionsplan für Gundremmingen beispielsweise umfasste nur 14 sehr allgemeine Anforderungen. Der Umfang der zur Verfügung gestellten Informationen differierte zwischen den einzelnen Bundesländern. Der Plan von Baden-Württemberg enthielt mehr Informationen als jener von Bayern.

Ende 2014 wurde der aktualisierte Aktionsplan veröffentlicht, der den Stand der Umsetzung der geplanten Maßnahmen enthielt. Viele der geplanten Maßnahmen wurden von 2012 bis 2014 durchgeführt. Einige diese Aktivitäten waren Studien, die weitere Maßnahmen benötigen. Diese werden im normalen Aufsichtsverfahren durchgeführt. [BMUB 2014]

3.3 Sicherheitsdefizite

Im Folgenden werden die in den Sicherheitsüberprüfungen festgestellten Sicherheitsdefizite dargestellt. Da im Rahmen dieser Studie nicht möglich ist, eine umfassende Analyse der erfolgten Maßnahmen zu erstellen, werden nur einige Punkte herausgegriffen. Dabei wird insbesondere auf die Atomkraftwerke Grohnde und Gundremmingen eingegangen.

3.3.1 Mängel im Erdbebenschutz

Das ENSREG Peer Review Team kritisierte, dass nicht alle deutschen Atomkraftwerke gegen den von der IAEA empfohlenen Mindestwert der Bodenbeschleunigung von 0,1 g ausgelegt sind und empfahl, dass die Aufsichtsbehörde den Effekt dieser Abweichung untersuchen solle. Weiterhin wurde kritisiert, dass die Sicherheitsmargen und die Cliff-Edge-Effekte für Erdbebenereignisse nicht bestimmt wurden [ENSREG 2012].

Der Wert von 0,1 g wurde als Mindestwert für die Auslegung gegen Erdbeben in den europäischen Anforderungen (festgeschrieben in den WENRA Referenzlevel) bestätigt.

Das AKW Grohnde ist gegen ein Erdbeben der Intensität VI ½ mit einer max. Bodenbeschleunigung von 0,75 m/s² (0,075 g) ausgelegt. Die Erdbebenauslegung im AKW Grohnde entspricht damit nicht dem international empfohlenen Mindestwert von 0,1 g.

Die zuständige Aufsichtsbehörde (NMU) erklärte: *Ein Nachrüstungsbedarf zum Erdbebenschutz des AKW Grohnde besteht nicht. Der Unterschied zwischen dem deutschen kerntechnischen Regelwerk und den internationalen Anforderungen zu diesem Thema befand sich beim BMU in der Diskussion. Da für das NMU nicht absehbar war, wann diese Diskussion abgeschlossen sein wird, hat das NMU überprüft, welche Auswirkungen die Anforderung des internationalen Regelwerkes (0,1g-Konzept) hätte. Auch hieraus ergibt sich keine akute Notwendigkeit einer Nachrüstung. Eine erneute Prüfung wird nach Abschluss der BMU-Diskussion erfolgen.*[NMU 2014]

Grohnde ist nicht nur gegen eine geringere Bodenbeschleunigung ausgelegt als nach internationalem Stand von Wissenschaft und Technik gefordert, die letzte Bewertung der Erdbebengefährdung fand vor rund 18 Jahren (1998) statt [BMU 2011].

Zwar ist ein Erdbeben für das Gebiet um das AKW Grohnde ein extrem seltenes Ereignis, dennoch ist das abwartende Verhalten der Aufsichtsbehörde zu diesem Thema unangemessen. Die Äußerung, dass sich keine „akute“ Notwendigkeit für Nachrüstungen ergeben hat, lässt vermuten, dass insgesamt sehr wohl Nachrüstungen erforderlich sind.

Die Doppelblockanlage **Gundremmingen** ist zwar gegen ein Erdbeben mit einer Bodenbeschleunigung von 0,1 g ausgelegt, die letzte Bewertung war allerdings 1993 und ist somit komplett veraltet [WENISCH 2012].

Laut BMUB erfüllt die Ende der 1990er Jahre durchgeführte Erdbebenbewertung für Gundremmingen B/C das Regelwerk. Denn darin ist eine Bewertung der Sicherheitsmargen und Cliff-Edge Effekte nicht gefordert. Es wird jedoch auch erklärt, dass eine neue Erdbebenanalyse für Gundremmingen zurzeit durchgeführt wird, die Ergebnisse sind noch nicht bekannt. [BMUB 2015]

Die im letzten Jahrzehnt durchgeführten Erdbebenneubewertungen für Atomkraftwerke haben häufig zu einer Höherstufung der Erdbebengefährdung geführt. Die RSK hält eine grundsätzliche Neubewertung der Erdbebenrisiken in Deutschland für erforderlich [RSK 2011]. Die RSK weist in ihrer Sicherheitsüberprüfung einleitend darauf hin, dass neuere Kurven für die Ermittlung von Überschreitungswahrscheinlichkeiten des Erdbebenzentrums Potsdam an verschiedenen Standorten möglicherweise zu höheren Bemessungserdbeben führen würden.

Neuere geologische Untersuchungen zeigten, dass für Atomkraftwerke in Deutschland (und Frankreich) die Erdbebengefährdung in der Nähe des Rheingrabens vermutlich unterschätzt wurde.

Die Bewertung der einzelnen Anlagen nahm die RSK daher vorbehaltlich einer neuen Einstufung im Sinne einer Höherstufung der Erdbebengefährdung vor. Dennoch erreichen sieben Anlagen (Gundremmingen B/ C, Grohnde, Isar-2, Philippsburg-2, Emsland) nicht einmal Level 1. Die RSK hält das Erreichen von Level 1 nur für möglich (Einhaltung der Schutzziele bei einer um eine Intensitätsstufe erhöhten Intensität des Erdbebens). Diese sechs Anlagen können keine Auslegungsréserven hinsichtlich Erdbeben nachweisen.

Nur die Anlagen in Brokdorf und Neckarwestheim-2 erfüllen die Kriterien für Level 1, für Neckarwestheim-2 hält die RSK die Erfüllung von Level 2 für möglich.

Der Nationale Aktionsplan fordert bzgl. Erdbeben (N14): *Die Robustheit gegenüber auslegungüberschreitenden Erdbebeneinwirkungen soll bewertet werden. Hierzu sind die Kriterien aus der RSK Sicherheitsüberprüfung für mindestens Robustheitslevel 1 heranzuziehen.*

Für Brokdorf³, Isar-2, Emsland und Grohnde war eine systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungüberschreitendem Erdbeben geplant. Diese sind inzwischen erfolgt, welche Ergebnisse diese Überprüfungen hatten ist nicht bekannt. Im aktualisierten Nationalen Aktionsplan wird für

- Brokdorf, Isar-2 und Grohnde erklärt, dass mit den bestehenden und neuen Notfallmaßnahmen die vitalen Funktionen auch bei auslegungüberschreitenden Ereignissen aufrechterhalten/wiederhergestellt werden können.
- Emsland erklärt, im Ergebnis sei festzustellen, dass kein mehr als nur geringfügiger Beitrag zur weiteren Vorsorge gegen Risiken für die Allgemeinheit mit weiteren, über die umfangreichen bereits implementierten sowohl technischen wie auch administrativen Maßnahmen hinausgehenden, **angemessenen** Sicherheitsvorkehrungen erzielt werden kann. Die Prüfung der Aktivität/ Maßnahme durch die Aufsichtsbehörde dauert noch an.

Für Philippsburg-2, und Gundremmingen B/C sah der Aktionsplan keine Analysen bzgl. Erdbeben vor, obwohl dieses laut RSK Sicherheitsüberprüfung erforderlich wäre. Der Grund ist nicht bekannt.

Zu kritisieren an den von der RSK definierten Level ist, dass für die Erfüllung von Level 1 und 2 wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden können. Es ist allerdings als wenig realistisch einzuschätzen, dass bei Erdbeben der Stärke VIII bis IX die vermutlich dezimierte Betriebsmannschaft unter den schwierigen Randbedingungen schnell und erfolgreich Interventionsmaßnahmen durchführt.

Zu bedenken ist auch, dass der Sicherheitszustand auf dem Papier nicht zwangsläufig dem real vorhandenen Sicherheitszustand entspricht. Ein Beispiel dafür sind die fehlerhaft installierten Dübel in mehreren deutschen Atomkraftwerken, z. B. in Grohnde. Zwar wurde der Erdbebenschutz gemäß den Anforderungen nachgerüstet, da die Umsetzung aber fehlerhaft war, liegt der theoretisch vorhandene Sicherheitszustand praktisch nicht vor.

3.3.2 Mängel im Hochwasserschutz

Laut RSK ist eine abschließende Beurteilung der Reserven hinsichtlich Hochwasser im ersten Schritt der Sicherheitsüberprüfung nicht möglich; die RSK empfiehlt damit indirekt weitere Überprüfungen. Belastbare Bewertungen sind aufgrund der vielen bestehenden Unsicherheiten bei der Bewertung von Extremhochwasser grundsätzlich schwierig. Für die Bewertung ist die Berücksichtigung von standortspezifischen Gegebenheiten für einen Anstieg des Abflusses bzw. die Erhöhung des Wasserstandes erforderlich [RSK 2011].

Die RSK weist auch darauf hin, dass bei mehreren Anlagen die Zugänglichkeit des Anlagengeländes bei den hier betrachteten Wasserständen eingeschränkt ist und bei einigen Anlagen das Gelände bereits beim Bemessungshochwasser überflutet ist (z. B. Gundremmingen, Grohnde, Neckarwestheim). Die

³ In Brokdorf wurde zudem eine seismische Instrumentierung installiert.

RSK empfiehlt in solchen Fällen, im Aufsichtsverfahren die Gewährleistung der Sicherheit bei einem länger andauernden Hochwasser zu überprüfen.

Als Wasserstand eines Hochwassers, gegen das **Grohnde** ausgelegt sein muss, wurde eine Höhe von 73,0 mNN ermittelt. Die AKW wurde u.a. durch Abdichten von Gebäudeöffnungen für einen Wasserstand auf dem Gelände von 73,6 mNN ausgelegt. Laut RSK ist damit Robustheitslevel 1 nicht erreicht, da nur ein Sicherheitsabstand von 60 cm statt 100 cm zwischen der Wasserhöhe des Bemessungshochwassers und der Hochwasserauslegung besteht [RSK 2011]. Hinsichtlich der Hochwassergefährdung ist zu bedenken, dass das Kraftwerksgelände nur eine Höhe von 72,2 mNN hat und so schon bei dem errechneten seltenen Hochwasser deutlich (80 cm) unter Wasser steht. Dadurch sind unerwartete Ausfälle, insbesondere von elektrischen Einrichtungen, nicht auszuschließen. Zudem ist auch nicht auszuschließen, dass Abdichtungen der Gebäude Mängel aufweisen und Wasser eindringen kann. Außerdem wären gegebenenfalls erforderliche Notfallmaßnahmen erheblich erschwert.

Dennoch erklärt das NMU 2014: *Für das AKW Grohnde ist ein ausreichender Hochwasserschutz vorhanden. Die Empfehlung der RSK ist erfüllt. Weitere Überprüfungen ggf. auch eine Anpassung an sich verändernde Hochwassersituationen sind vorgesehen. Dieses wird auch aktuelle meteorologische Erkenntnisse (Folgen des Klimawandels) berücksichtigen.* [NMU 2014]

Bezüglich Hochwasser sieht der Nationale Aktionsplan (N15) folgende Maßnahme vor: *Sofern ein Pegelstand, bei dem eine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen zu besorgen ist, nicht aufgrund der standortspezifischen Gegebenheiten ausgeschlossen werden kann, sind die Kriterien aus der RSK Sicherheitsüberprüfung für mindestens Level 1 heranzuziehen. Alternativ kann standortspezifisch begründet dargelegt werden, dass eine postulierte Abflussmenge, die durch Extrapolation vorhandener probabilistischer Kurven auf eine Eintrittshäufigkeit von $10E-5/a$ ermittelt wird, nicht zum Verlust vitaler Sicherheitsfunktionen führt. Für Tidestandorte gilt eine analoge Vorgehensweise.* [BMU 2013]

Laut RSK-Sicherheitsüberprüfung haben nur Emsland und Isar-2 Level 1 erreicht [RSK 2011].

Für Gundremmingen wurde während des Stresstest angegeben, dass der Auslegungshochwasserstand oberhalb des Anlagenniveaus liegt, das heißt selbst bei einem zu erwartenden seltenen Hochwasserereignis ist das Anlagengelände bereits überschwemmt. Starkregenfälle werden vom Betreiber nicht berücksichtigt, da sie nicht erwartet werden.

Aktuelle Untersuchungen haben dann aber offenbar ergeben, dass der Standort bei Auslegungshochwasser (Abflussmenge aus den Errichtungsannahmen) überflutungsfrei bleibt. Neuberechnungen in denen das Donautal genauer modelliert wurde, hatten gezeigt, dass der Wasserstand doch nicht so hoch ist. Die systematische Analyse der Notfallmaßnahmen zeigte die Robustheit der Maßnahmen, dennoch wurden Boote zur Verbesserung der Zugänglichkeit des Anlagengeländes bei Hochwasser beschafft. [BMUB 2015]

Laut Aktionsplan sind in Neckarwestheim-2 und Philippsburg-2 Zugänglichkeit und Sicherheit bei Hochwasser gewährleistet. Für Brokdorf ist laut Aktionsplan mit den umgesetzten Maßnahmen ein ausreichender Schutz gewährleistet. Weitere Informationen liegen nicht vor.

Anzumerken ist, dass die Hochwassergefahr in den letzten Dekaden zugenommen hat – zum einen durch die Änderungen, die mit dem Klimawandel einhergehen, und zum anderen, weil sich die Einschätzung der Gefahr verändert hat.

3.3.3 Nichtberücksichtigung von Extremwetterereignissen

Spezielle Bewertungen von extremen Wetterereignissen, jenseits der Auslegung wurden vor dem Fukushima-Unfall in Deutschland nicht durchgeführt, da diese nicht erwartet werden. Das wird vom ENSREG Peer Review Team kritisiert. Zu bedenken ist, dass Extremwetterereignisse die Beherrschung von Unfallsituationen erschweren können. So könnten z. B. extrem starke Regenfälle Hochwassersituationen weiter verschlimmern oder hohe Außentemperaturen zum Ausfall von stark beanspruchten Systemen in ungekühlten Räumen führen.

Durch den Klimawandel ändern sich Häufigkeit und Intensität von Extremwetterereignissen. Änderungen wurden teilweise schon beobachtet, zum Beispiel stieg die Häufigkeit und Intensität von Hitzewellen und Starkniederschlägen.

Im aktualisierten Nationalen Aktionsplan wird gefordert: *Vor dem Hintergrund der Empfehlungen des ENSREG Stress Test Peer Reviews sollte mit einer ingenieurtechnischen Bewertung im Rahmen der Robustheitsprüfungen von den Betreibern untersucht werden, ob erforderliche vitale Sicherheitsfunktionen durch in der RSK - Stellungnahme „Einschätzung der Abdeckung extremer Wetterbedingungen durch die bestehende Auslegung“ aufgeführten Einwirkungen infolge extremer Wetterbedingungen unzulässig beeinträchtigt werden können.*(N24) [BMUB 2014]

Im speziellen Aktionsplan für Gundremmingen heißt diese Maßnahme abgeschwächt: Bewertung der Robustheit vitaler Sicherheitsfunktionen anhand der RSK - Stellungnahme dahingehend, ob durch zusätzliche Maßnahmen ein nicht nur geringfügiger Beitrag zur weiteren Vorsorge gegen Risiken erbracht werden kann. Es wird erklärt, dass diese Untersuchung durchgeführt wurde. Weiterhin wird erklärt, dass die Auslegung der Atomkraftwerke den Anforderungen an zivile Gebäude entspricht. Der Bericht des Betreibers bestätige die entsprechende Auslegung und die Aufsichtsbehörde hätte diesem zugestimmt. [BMUB 2014]

Im speziellen Aktionsplan für Grohnde lautet die Anforderung ebenso. Es wird erklärt, dass keine zusätzlichen Maßnahmen vorgesehen sind.

Die RSK hat zu diesem Thema beraten und Ende 2013 eine Stellungnahme dazu verfasst. [RSK 2013] In dieser zeigt sich, welche möglichen Schwachstellen bestehen könnten. Es wird unter anderem empfohlen, folgende Auswirkungen zu untersuchen:

Eisregen / Eissturm / Schneesturm (direkte Auswirkungen auf die Anlage)

- Bei Anlagen mit einem Notkühlsystem, das über Zellenkühler gekühlt wird, besteht Klärungsbedarf, ob diese Kühler vereisen können. Dabei ist nicht nur das Einfrieren des Wassers in der Vorlage zu betrachten, sondern z. B. auch das Einfrieren der Einrichtungen, über die das Kühlwasser zum Abregnen verteilt wird.
- Die Gitter bzw. Lamellen in den Bauwerksöffnungen für die Lüftung oder die Zuluft der Notstromdiesel könnten vereisen bzw. bei Schneefall zugeweht werden. Hierbei sind nicht besonders tiefe Temperaturen von Bedeutung, sondern hinsichtlich einer Eisbildung an

Strukturen sonstige ungünstige Randbedingungen (wie bspw. Regen oder hohe Luftfeuchtigkeit bei Temperaturen knapp unter dem Gefrierpunkt).

Es sollte für beide Sachverhalte gezeigt werden, dass dies entweder nicht zu unterstellen ist oder dass Vorkehrungen zur Verhinderung (z.B. Beheizung), Beseitigung (z.B. durch administrative Regelungen) bzw. zur Beherrschung der Auswirkungen getroffen und ausreichend wirksam bzw. robust sind.

Langanhaltender Starkregen, ggf. in Kombination mit starkem Wind

Ob im Falle eines extremen Starkregenereignisses auch unter Berücksichtigung der Potentiale für Verstopfungen von Abflusspfaden ein ausreichender Abfluss für alle Anlagen sicher gegeben ist, sollte überprüft werden.

3.3.4 Defizite der Kühlung des Lagerbeckens

In der Nachrüstliste wird für das Brennelement-Lagerbecken ein Kühlsystem gefordert, das unabhängig vom betrieblichen Not- und Nachkühlsystem ist (Ic1). Dieses ist sicherheitstechnisch sehr wichtig, denn wenn dieses System versagt, fällt nicht nur die Kühlung des Reaktorkerns, sondern auch die Kühlung der Brennelemente in den Lagerbecken aus. Die Unfälle im japanischen AKW Fukushima haben diese Gefahr verdeutlicht. Bei Verlust der Kühlung drohen erhebliche Freisetzungen. Inwieweit diese Anforderung überall umgesetzt wurde, ist nicht bekannt.

Im Reaktorkern im AKW Grohnde befinden sich 193 Brennelementen, davon werden jedes Jahr während des Brennelementwechsels 48 Brennelemente in das Lagerbecken entladen und durch neue ersetzt. Das Lagerbecken im AKW Grohnde hat 556 verfügbare Plätze zur Lagerung von Brennelementen⁴, Ende 2011 waren davon 537 belegt. Im Lagerbecken befinden sich fast dreimal so viele Brennelemente wie im Reaktorkern selbst. [BECKER 2013]

Der Aktionsplan sieht zwei Anforderungen speziell zu den Lagerbecken vor (N8 und N22): *Stärkere Berücksichtigung der Nasslagerung von Brennelementen im Rahmen des Notfallschutzkonzepts unter Beachtung der Aspekte Wassereinspeisemöglichkeiten in das BE-Lagerbecken, ohne dass ein Betreten von Bereichen mit hohem Gefährdungspotential erforderlich ist, und Absicherung der Verdampfungskühlung (Nachweise für Brennelement-Lagerbecken, Flutraum, Absatzbecken, Flutkompensator auf Siedetemperatur).*

Es sollten Einrichtungen als Notfallmaßnahme zur Kühlung der Brennelementlagerbecken fest installiert werden, so dass im Anforderungsfall keine Notwendigkeit besteht, gefährdete Räume zu betreten. Fehlbedienung oder Fehlauflösung sollten ausgeschlossen sein. [BMU 2013]

In allen Anlagen wurde inzwischen ein außerhalb des SHB zugänglicher, fest installierter Einspeisepfad in das Brennelementlagerbecken geschaffen.

In **Gundremmingen** besteht auslegungsbedingt eine besonders gefährliche Situation. Die Lagerbecken befinden sich im oberen Bereich des Gebäudes außerhalb des Sicherheitsbehälters (wie im AKW Fukushima). Sollte es zu einem Verdampfen des Kühlmittels oder gar zu einer Schmelze der

⁴ Insgesamt hat das Lagerbecken Platz für 768 Brennelemente, 193 sind für eine Entladung des Kerns freizuhalten.

Brennelemente kommen, gibt es keine wirkliche Barriere für das Entweichen der radioaktiven Stoffe. Zu bedenken ist, dass dort bis zu viermal mehr Brennelemente als im Reaktorkern lagern.

Das BMUB hatte die Reaktor-Sicherheitskommission mit Schreiben vom 22.07.2014 in Reaktion auf Diskussionen bei der Umsetzung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (SiAnf) gebeten, eine Stellungnahme zu den Anforderungen an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung zu erstellen. Die RSK schloss die Beratung der Empfehlung am 09.12.2015 ab. [RSK 2015a]

Die Empfehlungen wurden laut RSK auf Basis von durchgeführten Recherchen bzgl. bestehender Systemkonfigurationen und -auslegungen ausgesprochen. Inwieweit die dargelegten Grundlagen der Bewertung in den einzelnen Anlagen umgesetzt sind, muss in den jeweiligen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren verifiziert werden.

Die Empfehlungen betreffen insbesondere Vorschriften bezüglich Instandhaltungsarbeiten.

3.3.5 Möglichkeit von Wasserstoffexplosionen

In Fukushima kam es im Verlauf des Unfalls zu mehreren Wasserstoffexplosionen [RSK 2015b]:

- Durch Leckagen gelangte Wasserstoff aus den Sicherheitsbehältern der Blöcke 1, 2 und 3 in das jeweilige Reaktorgebäude, insbesondere bedingt durch die aufgetretenen hohen Drücke und Temperaturen in den Sicherheitsbehältern, die in Folge zu Wasserstoffexplosionen in den Blöcken 1 und 3 führten (in Block 2 ist eine Ansammlung von Wasserstoff vermutlich durch Öffnungen am Reaktorgebäude verhindert worden).
- Zudem kam es vermutlich zu einem Übertrag von Wasserstoff beim Venting aus Block 3 in das Reaktorgebäude von Block 4 mit anschließender Wasserstoffexplosion im Block 4, da die genutzten Abluftsysteme vor dem gemeinsamen Kamin zusammengeführt und Strömungen in den Block 4 nicht durch entsprechende Vorkehrungen verhindert wurden.

Im deutschen Aktionsplan werden, obwohl von ENSREG gefordert, zum Thema Wasserstofffreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter keine Aussagen gemacht.

Vor diesem Hintergrund beschäftigte sich auch die deutsche RSK mit diesem Thema. Auch in deutschen Atomkraftwerken ist es möglich, dass Wasserstoff in Folge von Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter (SHB) in Räumlichkeiten außerhalb des SHB eintreten könnte, diese Räume möglicherweise nicht auf Wasserstoff überwacht werden und/oder keine Maßnahmen zum Umgang mit Wasserstoff darin vorhanden sind. Als Ergebnis ihrer Beratungen spricht die RSK die folgenden drei Empfehlungen zur Verhinderung von Wasserstoffexplosionen aus. [RSK 2015b]

Brokdorf, Emsland, Grohnde, Isar-2, Neckarwestheim-2, Philippsburg-2

Hinsichtlich der Wasserstofffreisetzung **im Rahmen der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters** ist auf Basis repräsentativer Analysen zu untersuchen, welche Notfallmaßnahmen zur **Vermeidung brennbarer Zustände bei der SHB-Druckentlastung** in gemeinsam genutzten Abluftsystemen, wie z. B. in der Abluftkammer und im Kamin, vorgesehen werden können. Alternativ ist zu zeigen, dass Wasserstoffverbrennungen nicht zu sicherheits-

technisch relevanten Auswirkungen führen. Inwiefern diese Maßnahmen konkret sachgerecht realisiert werden, ist anlagenspezifisch zu zeigen. (Empfehlung 1).

Bezüglich der Wasserstofffreisetzung in Räume außerhalb des Sicherheitsbehälters ist zur Vermeidung der Ausbildung von zündbaren Gasgemischen im Rahmen der mitigativen Notfallmaßnahmen eine Maßnahme zu entwickeln und zu implementieren, mit der eine Umwälzung der Atmosphäre im Ringraum (Beseitigung von Schichtungen) sowie rechtzeitig eine kontrollierte Belüftung (Begrenzung des Anstiegs der Wasserstoff-Konzentration) hergestellt wird. Für die dazu erforderliche Absaugung von Ringraumluft ist zu bewerten, ob dabei Maßnahmen zur Verringerung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung genutzt werden können (z. B. Filterung, Abgabe über Kamin). Alternativ können auch Möglichkeiten zum Wasserstoffabbau vorgesehen werden. (Empfehlung 3)

Gundremmingen B/C

Bezüglich der Wasserstofffreisetzung in Räume außerhalb des Sicherheitsbehälters von Gundremmingen B/C sind Maßnahmen einzuführen, um das Luft-Wasserstoffgemisch aus den Räumen des Reaktor Gebäudes, in denen ein zündfähiges Gemisch entstehen kann, auszuspülen. Dabei sind die Möglichkeiten zur Aktivitätsrückhaltung einzubeziehen. (Empfehlung 2)

In welchem Zeitrahmen diese Empfehlungen umgesetzt werden müssen oder ob aufgrund der verbleibenden Betriebszeit die Umsetzung überhaupt erfolgen wird, ist nicht bekannt.

3.4 Fazit

Laut dem aktualisierten Aktionsplan sind die Maßnahmen im gesetzten Zeitplan erfolgt. Diese bedeutet aber nicht, dass die erforderlichen Nachrüstungen oder sonstigen Maßnahmen auch bereits abgeschlossen sind. Die Landesbehörden und Betreiber fällen die Entscheidung hinsichtlich der erforderlichen Maßnahmen im Hinblick auf die verbleibende Betriebszeit und hinter verschlossenen Türen.

Das ENSREG Fact-finding Team, das die Stresstest Ergebnisse für Gundremmingen bewertete, zeigte sich besorgt über den Umfang der geplanten Nachrüstmaßnahmen: Eine Herausforderung könnte eine Implementierung der erforderlichen Maßnahmen angesichts der begrenzten Laufzeit sein. Und forderte, dass ungeachtet der verbleibenden Betriebszeit die nukleare Sicherheit die übergeordnete Priorität besitzen sollte. [ENSREG GE 2012]

Anders als für den Stresstest gedacht, erfolgt das Verfahren in einem ganz und gar nicht transparenten Prozess. Der Umfang der erfolgten oder noch durchzuführenden Maßnahmen ist schwer zu bewerten. Gerade hinsichtlich der angemessenen Berücksichtigung der Erdbebengefährdung sowie der Verhinderung von Wasserstoffexplosionen scheint Deutschland aber nicht von den Erfahrungen aus Fukushima gelernt zu haben.

Der folgenschwere Reaktorunfall im Atomkraftwerk Fukushima-Daiichi war vorhersehbar und hätte verhindert werden können. Unfallursache war nicht, wie vorher immer betont, das unkalkulierbare Restrisiko. Eine Vielzahl von Fehlern und vorsätzlichen Nachlässigkeiten hatte zum Reaktorunfall geführt. Die Aufsichtsbehörde hat zudem weltweit anerkannte Sicherheitsrichtlinien nur sehr schleppend eingeführt. Schon vor dem Unfall waren dem Betreiber (TEPCO) Erkenntnisse über das Tsunami-Risiko und über notwendige Verbesserungen der Notfallschutzmaßnahmen bekannt. Es

wurde jedoch kein Geld in Schutzmaßnahmen investiert, weil die möglichen Gefahren als zu unwahrscheinlich erachtet wurden. TEPCO räumte auch ein, die Naturgefahren vorsätzlich verharmlost zu haben, da eine Stilllegung des Atomkraftwerks sowie eine Stärkung einer atomkritischen Haltung in der Bevölkerung befürchtet wurden.

Die im Nachgang zu den Unfällen in Fukushima durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen der deutschen Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der europäische Stresstest zeigen, dass auch die deutschen Atomkraftwerke nicht ausreichend gegen Erdbeben und Hochwasser geschützt sind. Zusätzlich wurde deutlich, dass die Durchführbarkeit und die Funktionsfähigkeit der Notfallschutzmaßnahmen nicht gewährleistet sind. Dennoch wird das Risiko eines schweren Unfalls von den Betreibern verharmlost. In den Grundzügen ist die Situation in Deutschland – auch jetzt fünf Jahr nach Fukushima – vergleichbar mit der Situation in Japan vor der Atomkatastrophe.

Laut dem aktualisierten Aktionsplan bat das BMUB seine Beratungsgremien, die RSK, um eine allgemeine Bewertung der Implementierung der RSK Empfehlungen. [BMUB 2014] Die Ergebnisse sind bisher nicht bekannt. Es ist auch nicht bekannt, wann diese vorliegen sollen.

4 Grenzen der Nachrüstungen

Die BMU-Nachrüstliste und der Nationale Aktionsplan zeigen die vorhandenen Schwachstellen und Sicherheitsdefizite von deutschen Atomkraftwerken. Da sowohl in der BMU-Nachrüstliste als auch im nationalen Aktionsplan meist nur sehr allgemeine Anforderungen formuliert wurden, hing bzw. hängt es von den jeweiligen Aufsichtsbehörden ab, wie sie diese konkretisiert, d.h. in welchem Umfang und mit welchen Fristen sie Überprüfungen und Maßnahmen fordern. Der bestehende Beurteilungs- und Ermessensspielraum wurde und wird von der zuständigen Landesatomaufsicht in unterschiedlicher Weise ausgeübt.

Theoretisch bieten die Nachrüstliste und der Nationale Aktionsplan der Aufsichtsbehörde die Möglichkeit, in gewissem Rahmen erforderliche sicherheitstechnische Verbesserungen zu fordern. Die Betreiber von Atomkraftwerken sind laut Atomgesetz dazu verpflichtet, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zum Schutz von Leben und Gesundheit „erforderliche Vorsorge“ gegen Schäden zu gewährleisten. Was „erforderlich“ ist, wird aber nicht nur von sicherheitstechnischen Kriterien bestimmt, sondern auch von wirtschaftlichen. Eine Nachrüstung kann die zuständige Aufsichtsbehörde nur unter Beachtung des Verhältnismäßig einfordern. Dabei spielt auch die verbleibende Betriebszeit eine wesentliche Rolle. Wesentliches **Kriterium ist die Zumutbarkeit für den Betreiber und nicht der Schutz der Bevölkerung**. Es ist zu vermuten, dass die AKW-Betreiber ihre Anlagen aus wirtschaftlichen Gründen abschalten würden, sollten die Aufsichtsbehörden die zu einem ausreichenden Schutz der Bevölkerung erforderlichen technischen Nachrüstungen einfordern.

Sicherheitstechnisch erforderliche Nachrüstungen erfolgen – wenn überhaupt – in der Regel alles Andere als umgehend. Auch wenn die Hürden technisch machbar und wirtschaftlich verhältnismäßig nach Jahren überwunden sind, wird eine Nachrüstung im seltenen Fall sofort umgesetzt. Bisher war es Praxis der Betreiber, Nachrüstungen über Jahre verteilt in der geplanten Stillstandzeit für Revision/Brennelementwechsel durchzuführen, um wirtschaftliche Einbußen durch zusätzliche

Stillstandzeiten zu vermeiden. Ein Tag Stillstand eines AKWs bedeutet hohe Gewinneinbußen (0,5 bis 1 Million Euro).

Grundsätzlich ist auch zu bedenken, dass Nachrüstungen nicht automatisch den sicherheitstechnischen Zustand verbessern, sie können zunächst auch negative Auswirkungen haben. Die Ausfallrate von Komponenten ist statistisch gesehen zu Beginn durch Fehler bei Fertigung und Montage hoch. Um diesem Trend so weit wie möglich entgegen zu wirken, wären strenge Auflagen zur Qualitätssicherung erforderlich. Dass dies zurzeit nicht der Fall ist, zeigt die Auswertung der aktuellen meldepflichtigen Ereignisse.

5 Neue Sicherheitsanforderungen in Europa

5.1 WENRA Referenzlevel für bestehende Atomkraftwerke

Die Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) hat Referenzlevel (RL) für die Sicherheit von AKW definiert.⁵ Die erste Version der RL mit insgesamt 295 RL wurde 2008 veröffentlicht. Der Stand der Umsetzung der RL im Jahr 2015 zeigt, dass viele Länder bereits alle RL umgesetzt haben, andere müssen noch deutlich mehr umsetzen (insbesondere Frankreich mit 217). In Deutschland müssen noch 10 der 295 WENRA RL 2008 in das Regelwerk übernommen werden. Davon betreffen 6 RL die probabilistischen Analysen (PSA).

Inzwischen sind die aktualisierten Referenzlevel veröffentlicht. Um die Erfahrungen des Fukushima Unfalls zu berücksichtigen, wurden die RL inzwischen überarbeitet. Die überarbeitete Version enthält 342 RL. In die Überarbeitung flossen die Kommentare der Stakeholder ein. insgesamt gingen 95 Kommentare ein, die meisten von der ENISS⁶, d.h. von der Nuklearindustrie. In Deutschland sollte die Selbstbewertung 2015 beginnen und bis Ende 2015 ein Implementierungsplan vorliegen. Die Implementierung soll dann bis 2017 erfolgen. [NÜNIGHOFF 2015]

Laut WENRA Referenzlevel F (Design Extension Conditions⁷) sollen alle vernünftig machbaren („reasonably practicable“) Maßnahmen implementiert werden, die schwere Unfälle verhindern (DEC A). Zusätzlich sollen für postulierte schwere Unfälle im Reaktorkern und den Brennelementlagerbecken (DEC B) Maßnahmen implementiert werden, die mögliche Auswirkungen mindern. Es ist aber den jeweiligen Betreibern und Aufsichtsbehörden überlassen, wie die vernünftig machbaren Sicherheitsverbesserungen identifiziert werden und in welchem Umfang diese umgesetzt werden. Üblicherweise spielt dabei auch die noch zu verbleibende Betriebszeit eines Atomkraftwerks eine entscheidende Rolle.

⁵ Die WENRA Ref.-Level basieren inhaltlich auf den Sicherheitsstandards der IAEA. Sie sind als im Konsens zwischen den Mitgliedern in WENRA getroffene Empfehlung für einen einheitlichen Sicherheitsstandard für in Betrieb befindliche AKW in Europa zu verstehen. Die WENRA „Safety Reference Levels for Existing Reactors“ sind in insgesamt 19 Safety Issues zusammengefasst.

⁶ Die AKW-Betreiber in Europa haben sich in der Initiative ENISS (European Nuclear Installation Safety Standards) zusammengeschlossen.

⁷ Die Design Extension Conditions (DEC) werden in das bestehende Defence in Depth (DiD) Konzept integriert.

5.2 WENRA Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke

Die Sicherheitsziele für neue Kernkraftwerke (Safety Objectives for New Power Reactors), die von der Arbeitsgruppe Reactor Harmonization Working Group (RHWG) der Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA) veröffentlicht wurden, können als Stand von Wissenschaft und Technik angesehen werden. Diese Sicherheitsziele sollen laut WENRA auch als Referenz verwendet werden, um bei den bestehenden Atomkraftwerken im Rahmen der **periodischen Sicherheitsüberprüfungen** die vernünftig machbaren Nachrüstungen zu identifizieren. [WENRA 2013]

Alle 10 Jahre wird in einem Atomkraftwerk eine periodische Sicherheitsüberprüfung (PSR) durchgeführt. Dabei soll die Sicherheit der Atomkraftwerke umfassend überprüft werden. In diesem Rahmen sollen laut WENRA nun auch die vernünftig machbaren Verbesserungen identifiziert werden – diese finden in Deutschland aufgrund der vereinbarten Restlaufzeit nur noch in zwei Atomkraftwerken (Brokdorf und Gundremmingen C) statt. In den anderen Anlagen müsste zwar 2018 oder 2019 eine PSÜ durchgeführt werden. Aufgrund der verbleibenden Restlaufzeit ist aber gesetzlich festgelegt, dass dieses nicht erforderlich ist. [BMUB 2013a] Die Entscheidung, keine umfassenden Sicherheitsüberprüfungen mehr durchzuführen, ist zwar betriebswirtschaftlich nachvollziehbar. Der Gewährleistung eines ausreichenden Schutzes der Bevölkerung vor einem möglichen Unfall in Atomkraftwerken entspricht dieses aber nicht. In allen Atomkraftwerken müsste eine derartige umfassende Sicherheitsüberprüfung stattfinden.

Tabelle 1: Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) der deutschen Atomkraftwerke [BMUB 2013a]

Anlage	Letzte PSÜ	Nächster Termin	Betriebsende
Gundremmingen B (KRB B)	31.12.2007	-	2017
Grohnde (KWG)	31.12.2010	**	2021
Gundremmingen C (KRB C)	31.12.2007	31.12.2017	2021
Philippsburg 2 (KKP 2)	31.10.2008	**	2019
Brokdorf (KBR)	31.10.2006	31.10.2016	2021
Isar 2 (KKI 2)	31.12.2009	**	2022
Emsland (KKE)	31.12.2009	**	2022
Neckarwestheim 2 (GKN 2)	31.12.2009	**	2022

** Keine zukünftige Sicherheitsüberprüfung erforderlich nach § 19 a Absatz 2 Atg (Leistungsbetrieb wird spätestens drei Jahre nach dem zehnjährlichen Überprüfungsintervall eingestellt).

5.3 Neue EU-Richtlinie für nukleare Sicherheit

Am 08. Juli 2014 hat der Rat der Europäischen Union die Richtlinie 2014/87/EURATOM zur Änderung der Richtlinie 2009/71/EURATOM über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare

Sicherheit kerntechnischer Anlagen verabschiedet. Die Richtlinieninhalte sind bis zum 14. August 2017 in nationales Recht umzusetzen. Der Bericht über die Durchführung der Richtlinie ist der Kommission spätestens am 22. Juli 2020 vorzulegen.⁸

Die Hauptforderung der geänderten europäischen Richtlinie zur nuklearen Sicherheit (Nuclear Safety Directive (NSD)) (nach Artikel 8a) ist:

- dass frühe Freisetzung, die außerhalb des Anlagengeländes Katastrophenschutzmaßnahmen erfordern, für die nicht genug Zeit zur Verfügung steht und
- hohe Freisetzung, die Schutzmaßnahmen erfordern, die nicht in Raum und Zeit begrenzt sind, vermieden werden sollen.

Das wichtigste Ziel der überarbeiteten NSD ist insofern die Vermeidung von Freisetzungen mit großen Konsequenzen. Dieses basiert auf Anforderungen für neue Atomkraftwerke, die auch für die betriebenen Atomkraftwerke angewendet werden sollen.

Um die Sicherheitsziele laut Nuclear Safety Directive (NSD) zu erreichen, sind mehrere Elemente wichtig, erklärte Massimo Garribba (Direktor, Nukleare Sicherheit und Brennstoffkreislauf, European Commission, Luxemburg) auf der Jahrestagung Kerntechnik 2015: Eine unabhängige Aufsichtsbehörde, eine ausreichende Sicherheitskultur, eine Katastrophenschutzplanung, Transparenz und Topical Peer Reviews. [GARRIBBA 2015]

Eine unabhängige Aufsichtsbehörde muss ausreichend gesetzgeberische Macht haben, ausreichend kompetente Mitarbeiter und finanzielle Ressourcen. Sie muss die Partizipation der Bevölkerung organisieren.

Zur Erhöhung der **Transparenz** geben sowohl die Aufsichtsbehörde und der Lizenzhalter, bzw. Betreiber der Atomkraftwerke, Informationen über den Normalbetrieb und Ereignisse und Unfälle an andere Aufsichtsbehörden, an die Beschäftigten und die Öffentlichkeit. **Die Öffentlichkeit soll aber auch an Entscheidungsprozessen mitwirken, betonte Garribba.** Garribba wies darauf hin, dass auch die zuständige Aufsichtsbehörde Fehler machen kann.

In Rahmen eines systematischen Vergleichs des Sicherheitslevels der deutschen Atomkraftwerke mit den WENRA Sicherheitszielen für neue Atomkraftwerke könnte deutlich machen, welche Nachrüstungen machbar wären und welche technisch unmöglich sind. Die Bevölkerung und die Politik haben ein Recht darauf zu erfahren, welche Lücken die Atomkraftwerke im Vergleich zu den Sicherheitsanforderungen laut Stand von Wissenschaft und Technik aufweisen. Des Weiteren sollten sie Informationen erhalten, welche Nachrüstungen technisch möglich wären, aber aus wirtschaftlichen Gründen nicht erfolgen sollen. Diese wichtigen Entscheidungen sollten nicht von Aufsichtsbehörde und Betreiber hinter verschlossenen Türen gefällt werden.

Um die Bevölkerung in ein transparentes Verfahren einzubinden, bietet sich in Deutschland auch die neu eingeführte europäische Überprüfungsmaßnahme „Topical Peer Review“ an. Zur Erhöhung der

⁸ BMUB: EU verabschiedet geänderte Richtlinie zur nuklearen Sicherheit, 15.12.2015
<http://www.bmub.bund.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/nukleare-sicherheit/rechtsvorschriften-technische-regeln/eu-verabschiedet-geaenderte-richtlinie-zur-nuklearen-sicherheit/>

Sicherheit der existierenden Atomkraftwerke sollen laut NSD zukünftig Topical Peer Reviews in den europäischen AKWs durchgeführt werden. Dazu soll alle sechs Jahre ein gemeinsames Thema ausgewählt werden. Das erste Thema ist Alterungsmanagement. Dieses wird zunächst auf nationaler Ebene bewertet. Anschließend wird ein Peer Review durchgeführt, bei dem dann technische Empfehlungen formuliert und veröffentlicht werden. Das Peer Review soll mit einem Follow-up beendet werden. Die Peer Reviews waren der meist kontrovers diskutierte Teil, betonte Garribba. Ein typischer Kompromiss sei zu dem Thema gefunden worden: die Peer Reviews werden von den nationalen Aufsichtsbehörden durchgeführt.

5.4 Fazit

Es bestehen nun zwar hohe Sicherheitsanforderungen in Europa für Atomkraftwerke. Aber Aufsichtsbehörde und Betreiber verhandeln weiterhin unter Ausschluss der Öffentlichkeit darüber, welche Nachrüstungen „vernünftig machbar“ sind. Erfahrungsgemäß stehen dabei eher wirtschaftliche als sicherheitstechnische bzw. risikomindernde Aspekte im Vordergrund.

Die WENRA Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke sollen laut WENRA auch als Referenz verwendet werden, um bei den bestehenden Atomkraftwerken im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen die vernünftig machbaren Nachrüstungen zu identifizieren. Diese finden in Deutschland aber nur noch in zwei Atomkraftwerken statt. Unabhängig von der zu verbleibenden Restlaufzeit sollten umfassende Sicherheitsüberprüfungen erfolgen.

Die Bevölkerung und die Politik haben ein Recht darauf zu erfahren, welche Defizite die Atomkraftwerke aufweisen. Sie sollten auch wissen, welche Nachrüstungen technisch möglich sind und welche davon als wirtschaftlich angemessen erachtet werden, um sie vor einem schweren Unfall und möglichen gesundheitlichen Auswirkungen und langfristigen Umsiedlungen zu bewahren.

Die Entscheidung über den Umfang der geforderten Nachrüstungen bzw. Maßnahmen sollte nicht allein bei der Aufsichtsbehörde verbleiben. Die neue europäische Richtlinie (Nuclear Safety Directive - NSD) zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit in Europa sieht auch eine Erhöhung der Transparenz vor. Die Bevölkerung sollte auch auf Entscheidungen Einfluss haben. Zurzeit werden die Entscheidungen über den Umfang der Nachrüstungen nur in Absprache zwischen AKW-Betreiber und Aufsichtsbehörde getroffen.

In Deutschland ist im Umgang mit der Atomenergie und im Atomgesetz ein Paradigmenwechsel erforderlich – von einem (wirtschaftlichen) Schutz der AKW Betreiber zu einem Schutz der Bevölkerung.

6 (Neue) Probleme

6.1 Verformungen von Brennelementen in Druckwasserreaktoren (DWR)

Nachdem im Jahr 2011 zum wiederholten Mal während der Revision im AKW Brokdorf eine Verformung der Brennelemente festgestellt wurde, bat die Atomaufsicht von Schleswig-Holstein das

BMUB die Reaktorsicherheitskommission einzuschalten.⁹ Die RSK veröffentlichte dann vier Jahre später am 18.03.2015 eine Stellungnahme zu diesem Thema. [RSK 2015c]

Zwischenzeitlich wurden im August 2013 bei der Inspektion der Brennelemente (BE), die 2012 eingesetzt wurden, an 16 BE Befunde festgestellt. In zwei Fällen wurde ein Hüllrohrdurchbruch erkannt, was zum Brennstoffverlust von jeweils vier Pellets führte. Bei den vorgefundenen BE-Schäden (Abstandhalter-Eckenfretting und Handhabungsschäden beim Beladen) handelt es sich um vergleichbare Befunde, die bereits bei der 2012 durchgeführten Inspektion aller 193 Brennelemente festgestellt wurden. Die Schadensursache wird vom Betreiber auf die in Brokdorf bereits bekannten Verformungen an Brennelementen zurückgeführt.[BFS 2013]

Im Folgenden werden wichtige Punkte der o.g. RSK Stellungnahme dargestellt.

Das einzelne Brennelement eines Druckwasserreaktors besteht aus der BE-Struktur (Fuß, Kopf, Abstandshalter, Führungsrohre) sowie aus einem Bündel von Brennstäben, in denen der Kernbrennstoff in Form von Pellets eingeschlossen ist. Das Brennstabhüllrohr ist Teil des gestaffelten Barrierenkonzepts zur Rückhaltung der radioaktiven Stoffe (Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“). Die Brennelemente enthalten neben den Brennstäben eine Anzahl von Steuerstabführungsrohren. Diese dienen dazu, die Steuerelemente so zu führen, dass diese im Betrieb sowie bei den zu unterstellenden Ereignissen in den Reaktorkern einfahren bzw. einfallen, um die Leistung des Reaktors abzusenken bzw. diesen in kurzer Zeit abzuschalten. Die Struktur des BE muss den vollständigen Einfall der Steuerelemente sicherstellen (Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“).

Schäden und Verformungen (z. B. Verbiegungen, Verdrehungen) an Brennelementen sowie deren mögliche Auswirkungen auf die Neutronenphysik und Thermohydraulik des Reaktorkerns (Schutzziele „Kühlung der Brennelemente“ und „Kontrolle der Reaktivität“) sind angesichts ihrer möglichen Einflüsse auf die Einhaltung der Schutzziele eines Reaktors immer auf mögliche negative Auswirkungen auf eines der genannten Schutzziele hin zu bewerten. Ggf. sind Abhilfemaßnahmen zu ergreifen, die eine Einhaltung der Schutzziele sicherstellen. [RSK 2015c]

Etwa ab dem Jahr 2000 wurde in deutschen Druckwasserreaktoren eine Zunahme von bleibenden Brennelementverformungen im Laufe des Reaktorbetriebs verzeichnet, erklärt die RSK. Diese Verformungen führten zuerst zu BE-Handhabungsproblemen und in einzelnen Fällen auch zu erhöhten Einfallzeiten oder zum Nichterreichen der unteren Endstellung beim Steuerelementeinfall. Das BMU hat 2012 die RSK gebeten, zu den mit diesem und anderen Phänomenen (z. B. den zunehmenden Neutronenflussschwankungen und zu Schäden an Kernbauteilen im Bereich des Reaktorkerns) einhergehenden sicherheitstechnischen Fragestellungen Stellung zu nehmen.

Zusammenfassung der Ergebnisse der RSK

Die RSK nimmt mit der vorliegenden Stellungnahme auftragsgemäß eine über die bisherigen Diskussionen zu einzelnen Aspekten des Brennelementverhaltens und von Brennelementverformungen hinausgehende Gesamtbetrachtung aller diesbezüglich in den letzten

⁹ RSK befasst sich mit Brennelemente-Verformungen: 11.08.2011;
<http://www.uen.de/nachrichten/norddeutschland/3207577/rsk-befasst-sich-mit-brennelemente-verformungen>

Jahren bekannt gewordenen einschlägigen Phänomene und deren sicherheitstechnische Bewertung vor.

Die RSK stellt fest, dass Betreiber und Hersteller bereits eine Reihe von Maßnahmen zur Verringerung der Brennelementverbiegungen vorgenommen haben, die aufgrund neuerer Daten aus den deutschen DWR-Anlagen eine relative Verbesserung der Situation erkennen und eine weitere Verbesserung erwarten lassen.

Ungeachtet dessen kommt die RSK zum Ergebnis, dass Brennelementverformungen von sicherheitstechnischer Bedeutung sein können. Mit Priorität ist deshalb Vorsorge zu treffen, dass Verformungen künftig durch geeignete Konstruktion, Werkstoffwahl und Betriebsweisen begrenzt werden.

Da Verformungen trotzdem nicht gänzlich ausgeschlossen werden können, sind die daraus resultierenden Auswirkungen auf die sicherheitstechnischen Nachweise für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns zu berücksichtigen. Hiervon betroffen sind die Schutzziele „Kühlung der Brennelemente“ und „Kontrolle der Reaktivität“. Der Umgang mit stärker verformten Brennelementen erfordert des Weiteren besondere Vorsichtsmaßnahmen zur Vermeidung von mechanisch verursachten Schäden an Brennstäben (Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“).

Die RSK hat im Ergebnis der Beratungen Empfehlungen ausgesprochen, die sicherstellen sollen, dass

- die Eintrittswahrscheinlichkeit für unzulässige BE-Verformungen reduziert wird,
- die sicherheitstechnischen Nachweise unter Berücksichtigung von gegebenen Brennelementverformungen geführt werden, und
- Maßnahmen bei Vorliegen von Schwergängigkeiten von Steuerelementen sowie zum Umgang mit deformierten Brennelementen in den Betriebsvorschriften festgelegt werden.

Die RSK erwartet in ca. einem Jahr einen Bericht der Betreiber, ob und in welcher Weise die Empfehlungen umgesetzt wurden.

Die einzelnen Anlagen waren unterschiedlich stark betroffen. In einem Fall (Isar-2, Meldepflichtiges Ereignis 08/058) wurde festgestellt, dass ein Steuerelement bei einer ereignisbedingten Leistungsreduktion die untere Endstellung nicht erreicht hatte. 2010 und 2011 kam es in einer weiteren DWR-Anlage zur Verletzung der spezifizierten Fallzeiten für das Erreichen der unteren Endlage bei drei Steuerelementen (Brokdorf, Meldepflichtiges Ereignis 02/2011). In einigen weiteren Fällen wurden erhöhte Einfallzeiten festgestellt, die jedoch noch innerhalb der zulässigen Werte lagen.

Des Weiteren wurde in mehreren Kraftwerken Reibkorrosion an Abstandshalterecken mit unterschiedlichem Schädigungsgrad, beginnend mit leichten Anlagespuren bis hin zu durchgetrennten Abstandshalterecken, in einigen Fällen mit Beschädigung des dahinterliegenden Eckbrennstabs, beobachtet.

Auswirkungen von Brennelement-Verformungen und deren Bewertung

Verformungen von Brennelementen während des Betriebes sind grundsätzlich nicht vermeidbar und tolerabel, solange sicherheitstechnische Funktionen nicht beeinträchtigt und die sicherheitstechnischen Schutzziele nicht verletzt werden.

Spalterweiterungsbedingte lokale Leistungsdichteerhöhungen in BE-Randstäben können im existierenden Leistungsdichteüberwachungsprogramm nicht erfasst und wegen der fehlenden Kenntnis der realen Spaltweitenverteilung auch nicht abgebildet werden. Daher müssen mögliche Einflüsse von BE-Verformungen auf die Leistungsdichteverteilung des Reaktorkerns hinsichtlich ihrer Bedeutung für die Nachweisführung bewertet werden.

Mit den der RSK vorliegenden Kenntnissen lässt sich nicht ausschließen, dass die beobachteten BE-Verformungen einen relevanten Einfluss auf die vom Brennelement bzw. den Steuerstabführungsrohren abtragbaren Lasten haben könnten. Daher muss gezeigt werden, dass die Auslegungsreserven die möglichen Effekte der BE-Verformungen auf die Spannungs- und Stabilitätsanalyse abdecken.

Verstärkte BE-Verformungen können zu einer Vergrößerung der Reibkräfte zwischen den Steuerelementfingern und den Führungsrohren und folglich zu einer Verlängerung der SE-Fallzeiten führen. Insbesondere im Stoßdämpfer, d.h. dem unteren Bereich des Führungsrohres mit reduziertem Innendurchmesser, können die Reibkräfte so groß werden, dass das Steuerelement (SE) stecken bleibt und die untere Endstellung nicht erreicht. Die RSK hält bei Steuerelementen mit erkennbarem Trend zu höheren Fallzeiten weitergehende Messungen für erforderlich

Verformungen der BE können zu **Handhabungsschwierigkeiten beim Be- und Entladen des Reaktorkerns** führen. Es besteht auch eine erhöhte Gefahr von Beschädigungen der Brennelemente (Abstandshalterschäden, Hüllrohrschäden). Die *Betriebsanweisungen* zur Handhabung von Brennelementen sollten Hinweise für den Umgang mit solchen BE und die Überwachung der Handhabungsvorgänge enthalten. Für Fälle, in denen eine erhöhte Gefahr für die Beschädigung von Brennelementen besteht, sollten *geeignete Handhabungswerkzeuge* zum Einsatz kommen, die das Risiko für das Auftreten von BE-Schädigungen beim Umgang mit verformten Brennelementen minimieren.

Die Steifigkeit der BE (BE-Skelett und Brennstäbe) und das Kriechverhalten der verwendeten Werkstoffe sind entscheidende Einflussgrößen für das Ausmaß der BE-Verformungen. Diesbezüglich gibt es derzeit allerdings keine spezifizierten quantitativen Bewertungsgrößen zur Beurteilung der konstruktiven Ausführung. Auch gibt es keine quantitativen Kriterien für die zulässigen Verformungen von Brennelementen. Die Hersteller sehen die Festlegung solcher Bewertungsgrößen wegen der Komplexität der Einflussfaktoren als schwierig an. **Die RSK sieht die Definition solcher Bewertungsgrößen allerdings als eine erforderliche Maßnahme an, um das Risiko unerwünschter BE-Verformungen bzw. deren Folgen in Zukunft zu minimieren.**

Neutronenflussschwankungen und Brennelementverformung

Die RSK erklärt weiterhin, im Zuge der Anhörungen zu den Ursachen und Auswirkungen von BE-Verformungen – insbesondere der Erfahrungen im Kernkraftwerk Emsland mit vergleichsweise niedrigen BE-Verbiegungen – ergaben sich Hinweise darauf, dass ein Zusammenhang zwischen der Höhe der Schwingungsamplituden der Neutronenflussschwankungen (siehe unten) und dem Maß der Brennelementverbiegungen bestehen könnte.

Von den Betreibern wurde **berichtet, dass eine zeitliche Korrelation zwischen den eingesetzten Brennelementtypen und ihrer Steifigkeit einerseits und der Zu- bzw. Abnahme der**

Neutronenflussschwankungen andererseits festgestellt werden konnte. Dies weist darauf hin, dass die Stärke der transportierten Reaktivitätsstörungen im Kern eine Funktion der Brennelementsteifigkeit ist. Gleichwohl besteht noch keine Klarheit darüber, auf welchen mechanischen/physikalischen Vorgängen im Kern die Neutronenflussschwankungen beruhen.

Die RSK empfiehlt eine Fortsetzung der Ursachenklärung im Rahmen von Forschungsvorhaben insbesondere bezüglich der Größe und Ursachen von Einflüssen, die zu einer Relativbewegung der Brennelemente gegenüber den Kühlmittelstrahlen führen können.

6.2 DWR-Neutronenflussschwankungen

Das Bundesumweltministerium (BMU) hat die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) mit Schreiben vom 06.07.2011 nebst eines ergänzenden Berichtes der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gebeten, eine Stellungnahme zu Neutronenflussschwankungen resp. Neutronenflussrauschen in Druckwasserreaktoren (DWR) zu erarbeiten. Hintergrund zu diesem Beratungsauftrag ist der seit mehreren Jahren beobachtete Anstieg der Amplitude der Neutronenflussschwankungen in DWR-Anlagen. [RSK 2013a]

Das Neutronenflussrauschen in DWR-Anlagen entsteht durch Wechselwirkungen zwischen Moderator, Brennstoff, Absorbern und Neutronenfluss. Ursächlich hierfür können u. a. Temperatur- und Dichtefluktuationen im Primärkühlmittel sein.¹⁰

Zur globalen, kernweiten Leistungsbestimmung werden die Signale der Ex-core-Detektoren verwendet. Die kontinuierliche Bestimmung der thermischen Reaktorleistung beruht im Wesentlichen auf der Messung der Aufwärmspannen in den vier Loops des Primärkreislaufs. Da dieses Signal nur sehr träge einer Leistungsänderung im Reaktorkern folgt, wird dieses Signal mit der Änderung des Ex-core-Neutronenflusssignals korrigiert. Da die Neutronenflusssignale der momentanen Reaktorleistung folgen, entsteht in der Signalverkettung beider Signalarten die kurzzeitkorrigierte thermische Reaktorleistung (PKG). Kurzzeitige Schwankungen im Neutronenflusssignal führen demzufolge auch zu kurzzeitigen Schwankungen der PKG, die als Eintrittssignal im Reaktorleistungsbegrenzungs- und im Reaktorschutzsystem weiter verarbeitet wird.

Ein bekanntes und erklärbares Verhalten eines DWR-Reaktorkerns ist die Zunahme des Neutronenflussrauschens im Verlauf eines Betriebszyklus infolge des absolut größer werdenden Moderator Temperaturkoeffizienten (MTK) als Folge der sich ändernden Isotopenzusammensetzung im Brennstoff und der Reduzierung der Borsäurekonzentration im Kühlmittel. Die etwa seit dem Jahr 2001 beobachtete Zunahme des Neutronenflussrauschens lässt sich jedoch nicht mehr allein mit der Zunahme des MTK erklären.

Die RSK erklärt, abgesehen von den in den vergangenen Jahren erfolgten Änderungen im Reaktorkern sind keine maßgeblichen Veränderungen bspw. an Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs erfolgt, die diesen Anteil an der Zunahme des Neutronenflussrauschens erklären könnten. Demnach liegt es nahe, hierfür Einflüsse innerhalb der Reaktorkerne in Betracht zu ziehen. **In den letzten Jahren hat die Kernbeladung mit höher angereicherten Brennelementen (BE) zugenommen, was tendenziell**

¹⁰ In der Stellungnahme werden im Folgenden unter dem Begriff Neutronenflussrauschen die beobachteten Neutronenflussschwankungen im Leistungsbetrieb im Frequenzbereich bis etwa 1 Hz verstanden.

zu stärker inhomogenen Leistungsverteilungen geführt hat. Ferner wurden neue BE-Designs z.B. mit modifizierten Abstandshaltern eingeführt. Gesicherte Erkenntnisse, welche dieser Veränderungen im Reaktorkern zu dem nicht erklärbaren Anstieg des Neutronenflussrauschens beitragen, liegen bislang nicht vor.

Diese Situation ist im Hinblick auf die Kenntnisse zu den Ursachen für die Zunahme der Amplituden des Neutronenflussrauschens unbefriedigend. Die Ursachen und Mechanismen des Neutronenflussrauschens sollten nach Auffassung der RSK soweit verstanden sein, dass alle relevanten Einflussfaktoren soweit erklär- und quantitativ eingrenzbar sind, dass diese bei der Auslegung des Reaktorkerns berücksichtigt werden können. **Die RSK empfiehlt daher eine Intensivierung der Maßnahmen zur Ursachenklärung und in diesem Zusammenhang insbesondere einen engeren Informationsaustausch aller bereits beteiligten Institutionen (Hersteller, Betreiber, Gutachter, Forschungseinrichtungen) zur Aufklärung der beitragenden Faktoren.**

Die Schwankungen des Neutronenflusses gehen einher mit Temperaturvariationen im Brennstoff. Die RSK empfiehlt, dass der Einfluss des Neutronenflussrauschens und der damit verbundenen Temperaturfluktuationen auf eine möglicherweise beschleunigt stattfindende **Feinstfragmentierung des Brennstoffs** bewertet wird.

Die den Mittelwerten der Neutronenflusssignale überlagerten Rauschamplituden haben in einigen Anlagen zu einem **gehäuften ein- und mehrkanaligen Ansprechen der Grenzwerte des Reaktorbegrenzungssystems** geführt.

Eine mehrkanalige Anregung von Begrenzungsaktionen ist aus sicherheitstechnischer Sicht durch die Auslegung der Anlagen abgedeckt, ein häufiges Auslösen von Maßnahmen der Sicherheitsebene 2 (Reaktorbegrenzungsmaßnahmen) im Normalbetrieb ist jedoch im Sinne des Defence-in-Depth Konzepts grundsätzlich zu vermeiden. **Ein rauschbedingtes Auslösen sollte grundsätzlich vermieden werden, da nach Ansicht der RSK das häufige Ansprechen von Reaktorbegrenzungsmaßnahmen zu sicherheitstechnisch nachteiligen Gewöhnungseffekten beim Wartepersonal führen kann.** Eine Gewöhnung an ein rauschbedingtes Ansprechen kann zum „Übersehen“ eines Ansprechens der Reaktorbegrenzungen aus anderen Gründen führen. Aus diesen Gründen empfiehlt die RSK, dass ein mehrfaches rauschbedingtes Ansprechen von Begrenzungsmaßnahmen durch eine zyklusbegleitende Verfolgung des Neutronenflussrauschens und falls erforderlich durch die rechtzeitige Einleitung von Maßnahmen minimiert wird.

Bis zur abschließenden Klärung der Ursachen des nicht mit der Variation des Moderator Temperaturkoeffizienten erklärbaren Anteils des erhöhten Neutronenflussrauschens bittet die RSK jährlich um einen Bericht.

6.3 Ausfall des Haupt-, Reserve- oder Notstromnetzanschlusses

In den Jahren 2012 und 2013 wurde aus mehreren Kernkraftwerken außerhalb Deutschlands über Ereignisse berichtet, die aufgrund des Ausfalls von einer oder zwei Phasen des Hochspannungsdrehstromnetzes entstanden. Es kam zur Unverfügbarkeit und zum Teil zu Ausfällen von Komponenten der betrieblichen Systeme und des Sicherheitssystems. [RSK 2014]

Trotz der teilweise erheblichen Unterschiede im Aufbau des Eigenbedarfs zwischen den betroffenen und den deutschen Kernkraftwerken ist eine Übertragbarkeit der beobachteten Phänomene und Schädigungsmechanismen auf deutsche Anlagen gegeben.

Ein Phasenfehler wurde in der Auslegung der Atomkraftwerke weltweit bisher nicht berücksichtigt, obwohl er das Potential besitzt, dass alle Sicherheitsteilsysteme gleichzeitig davon betroffen sein können. Die RSK leitet hieraus Handlungsbedarf ab.

Die RSK sieht es aufgrund des Potentials für redundanzübergreifende Ausfälle von Sicherheitseinrichtungen als erforderlich an, dass Einrichtungen installiert werden, die Phasenausfälle zuverlässig detektieren und Maßnahmen so rechtzeitig einleiten, dass redundanzübergreifende Ausfälle von Sicherheitseinrichtungen nicht zu befürchten sind.

Die RSK hält bis zur Installation derartiger Einrichtungen die Einführung von Interimsmaßnahmen zum Schutz vor gleichzeitigem Ausfall von Sicherheitseinrichtungen für erforderlich.

6.4 Fazit

Der Abbau von Sicherheitsmargen beim Einsatz von höher angereicherten Brennelementen hat offenbar dazu geführt, dass Brennelementverformungen auftreten. Obwohl diese erhebliche Auswirkungen haben können, und die Ursachen nicht geklärt sind/waren, werden diese weiter eingesetzt. Dieses Vorgehen zeugt von einer mangelnden Sicherheitskultur der AKW-Betreiber. Dieses Vorgehen hat nicht nur negative Auswirkungen auf die Betriebsrisiken, sondern auch auf die Zwischenlagerung und Endlagerung der Brennelemente.

Bemerkenswert ist, dass nach so viel Betriebsjahren sicherheitsrelevante Phänomene auftreten, deren Ursache nicht verstanden wird und/oder deren Auftreten nicht erwartet wurde.

7 Alterung und Umgang mit meldepflichtigen Ereignissen

Die noch in Betrieb befindlichen deutschen Atomkraftwerke gingen zwischen 1982 und 1989 in Betrieb und laufen daher jetzt schon zwischen 27 und 34 Jahren. Das von den Anlagen ausgehende Risiko wird durch Alterung beträchtlich erhöht. Im Allgemeinen wird die Alterungsphase bei einem Atomkraftwerk nach etwa 20 Betriebsjahren beginnen.

Untersuchungen (z. B. im Rahmen der Gutachten zur Strommengenübertragung [BMU 2008a]) zeigten, dass alterungsbedingte Schäden bei älteren Anlagen häufiger auftreten. Sowohl geringere Werkstoffqualität als auch geringere Regelwerksanforderungen, sowie konzeptionell schlechteres Anlagendesign führen zu einer höheren Fehlerquote.

Bestrahlung mit ionisierenden Strahlen, thermische und mechanische Beanspruchungen sowie korrosive, abrasive und erosive Prozesse bewirken die Alterung der Komponenten. Die mit diesen Phänomenen verbundenen Schadensmechanismen sind als Einzeleffekte weitgehend bekannt – ihr Zusammenwirken oftmals aber nicht. Zusätzlich können bisher unbekannte Schadensmechanismen auftreten.

Die Folgen der Alterungsprozesse sind vielfältig. Die Veränderung der Eigenschaften des Werkstoffs ist häufig nicht zerstörungsfrei prüfbar, woraus die Schwierigkeit resultiert, den jeweils aktuellen Materialzustand sicher abzuschätzen. Mit wenigen Ausnahmen (z. B. Korrosionserscheinungen in

Form von großflächigen Angriffen oder Durchrostung) vollziehen sich die Alterungsprozesse auf der Ebene der mikroskopischen Gitterstruktur.

Zerstörungsfreie Prüfverfahren erlauben zwar in vielen Fällen die Verfolgung von Rissentwicklungen, Oberflächenveränderungen und Wanddickenschwächungen; aus Gründen konstruktiver Unzugänglichkeit und/oder hoher Strahlenbelastung sind aber nicht alle Komponenten 100%ig überprüfbar.

Für die Bestimmung der Belastungen und deren Auswirkungen auf das Werkstoffverhalten werden daher Rechenverfahren verwendet, die i. A. nur an Proben o. ä. validiert werden können, so dass nicht quantifizierbare Unsicherheiten bestehen. Es ist, wie oben erwähnt, zu erwarten, dass mit zunehmendem Alter der Anlagen Schädigungsmechanismen auftreten können, mit denen man nicht gerechnet oder die man sogar ausgeschlossen hat und die daher in den Modellrechnungen nicht berücksichtigt wurden.

Die Folgen der Alterung zeigen sich auf zwei verschiedene Arten. Einerseits ist zu erwarten, dass die Anzahl von Störungen und Störfällen zunimmt – dies betrifft kleine Leckagen, Risse, Kurzschlüsse wegen Schäden an einem Kabel usw. Andererseits gibt es Effekte, die eine graduelle Schwächung von Werkstoffen bewirken und folglich zu katastrophalem Versagen von Komponenten mit schwerwiegenden radioaktiven Freisetzungen führen können.

Bei aktiven Bauteilen wie Pumpen und Ventilen macht sich eine Reduzierung der Funktionstüchtigkeit im Allgemeinen deutlich bemerkbar, und ein Austausch kann oft im Rahmen regulärer Wartungsarbeiten durchgeführt werden. Damit ist das Problem aber nicht zwangsläufig gelöst, wie die Erfahrungen zeigen. (siehe unten)

Die Alterung der passiven Komponenten – d. h. Komponenten ohne bewegliche Teile – stellt ein besonders schwerwiegendes Problem dar, da es schwierig ist, Alterungserscheinungen festzustellen.

Ein umfassendes Alterungsmanagement, welches u.a. Betriebsbeobachtungen, Begehungen, Auswertung von Störungsmeldungen, Ursachenklärung von Ereignissen, Intensivierung von (wiederkehrenden) Prüfungen umfasst, hätten das Potenzial, alterungsbedingten Fehlern zumindest bis zu einem gewissen Grade entgegen zu wirken.

Aber noch immer finden sich viele Fehler durch Zufall. Die Brüche an Drosselfedern wurden erst nach einem Federbruch gefunden. Weitere Untersuchungen fanden weitere schadhafte Drosselkörper erst in Grohnde und dann – nach Abarbeitung einer Weiterleitungsnachricht der GRS – auch in den anderen Anlagen (Grafenrheinfeld, Philippsburg-2, Brokdorf, Isar-2, Neckarwesthim-2)

7.1 Alterungs- und Folgeprobleme

In der BUND-Studie 2013 wurden ausgewählte meldepflichtige Ereignisse in den Jahren 2011 – 2012 in den zurzeit noch laufenden deutschen Atomkraftwerken aufgelistet und diskutiert. [BUND 2013] Die Ereignisse wurden aus den Monatsberichten zu meldepflichtigen Ereignissen vom Bundesamt für Strahlenschutz entnommen.

Die aufgelisteten Ereignisse erfüllten u.a. folgende Kriterien:

- Das Auftreten des Ereignisses ist auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten zurückzuführen. (8 Ereignisse)
- Das Auftreten des Ereignisses ist auf eine fehlerhafte Montage bzw. eine nicht optimale Einstellung zurückzuführen. (13 Ereignisse)

Sowohl bei den Ereignissen, die auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten zurückzuführen sind, als auch bei den Ereignissen, die auf eine fehlerhafte Montage bzw. eine nicht optimale Einstellung zurückzuführen sind, gibt es Fälle, die anlagenübergreifend bzw. systemübergreifend sind. Der Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Feinsicherungen und die Befunde an Dübelverbindungen waren Beispiele für solche Ereignisse. In beiden Fällen wurden die Ereignisse in mehreren Anlagen und in verschiedenen Systemen bzw. Baugruppen festgestellt.

Dies stellt eine weiter zu berücksichtigende Problematik im Zusammenhang mit Alterungserscheinungen von Komponenten dar. Aufgrund von Alterungsproblemen ist der Austausch von ersetzbaren Komponenten bzw. Bauteilen in Atomkraftwerken notwendig. Im Rahmen des Alterungsmanagements wird dies routinemäßig durchgeführt und als geeignete Lösung angesehen.

Dabei ist jedoch zu beachten, dass Komponenten und Bauteile von Systemen bzw. Baugruppen in Atomkraftwerken in der Regel bestimmte Spezifikationen und Anforderungen erfüllen müssen. Auch an die Montage werden hohe Anforderungen gestellt. Der Austausch von Komponenten eröffnet somit neue Fehlerquellen: Es kann zum Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten oder auch zu Montagefehlern kommen. Dadurch kann u. U. nicht mehr sichergestellt werden, dass die Sicherheitsanforderungen an die entsprechenden Komponenten bzw. Bauteile immer noch vollständig erfüllt sind.

Alle aufgelisteten Ereignisse sind als Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung eingestuft worden. Es ist jedoch festzuhalten, dass die Ereignisse in den verschiedensten Systemen festgestellt wurden. Es kann nicht ausgeschlossen werden, dass bei den hier betrachteten Ereignissen der Kategorie (a) und (b) Faktoren wie Zeitdruck bei der Arbeit, mangelnde Qualitätskontrolle sowie mangelhafte Kontrolle bei der Beschaffung von Bauteilen eine Rolle spielten – Faktoren, die letztlich mit wirtschaftlichem Druck und Mängeln der Sicherheitskultur zusammenhängen. Daher kann nicht garantiert werden, dass ähnliche Ereignisse nicht auch in Systemen bzw. Baugruppen mit größerer Bedeutung für die Sicherheit eintreten können.

Dieser Trend hält an. Bei der Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse 2013-2014 zeigen sich ebenfalls 21 derartige Ereignisse. Bei einigen Ereignissen ist die Ursachenklärung noch nicht abgeschlossen.

Anmerkung: Fertigungsfehler werden nicht zu den Alterungsfehlern gezählt. Auf den ersten Blick ist die Unterscheidung gerechtfertigt. Allerdings gibt es einen Bereich von Fertigungsfehlern, die sehr direkt mit dem Alter verbunden sind. Tatsache ist, dass sich mit ansteigendem Wissen und verbesserten Prüfmethoden immer mehr fertigungsbedingte Fehler zeigen. Unerkannte Fertigungsfehler sind, wie die Ereignisse in den belgischen Atomkraftwerken Doel und Tihange zeigen, nicht auszuschließen. Dort wurden im Rahmen einer Überprüfung zufällig Tausende von Fehlstellen im Reaktordruckbehälter entdeckt. Sollte ein Reaktordruckbehälter versagen, ist es von den Konsequenzen unerheblich, ob die Risse fertigungs- oder alterungsbedingt waren.

7.2 Bedeutung von meldepflichtigen Ereignissen

Atomkraftwerke verfügen über ein gestaffeltes Sicherheitskonzept zur Verhinderung von Unfällen. Um schwere Unfälle zu verhindern, muss jede Ebene des Sicherheitskonzepts greifen. Die Vermeidung von Ereignissen der INES Stufe 0 entspricht der Sicherheitsebene 1 des gestaffelten Sicherheitskonzepts und gilt als Basis für einen sicheren Betrieb. Dennoch wird beim Auftreten dieser Ereignisse von Betreiber und Aufsichtsbehörde meist nur auf die geringe sicherheitstechnische Bedeutung der Ereignisse verwiesen.

Dabei ist aber zu beachten, dass die Einstufung der meldepflichtigen Ereignisse in Deutschland nach der Bewertungsskala der IAEA der sogenannten "International Nuclear Event Scale" (INES) erfolgt. Hauptkriterium für die Zuordnung der Ereignisse sind die Auswirkungen durch die freigesetzte Menge radioaktiver Stoffe. Diesbezüglich ist die INES-Skala in acht Stufen (von 0 bis 7) mit ansteigendem Auswirkungsgrad eingeteilt. Die Beeinträchtigung von Sicherheitsvorkehrungen in der Anlage wird zwar ebenfalls berücksichtigt, ist für die Stufen 0 bis 3 aber nur sehr vage vorgegeben. Dabei wird im Wesentlichen nur bewertet, ob durch das Ereignis Sicherheitsvorkehrungen in Anspruch genommen wurden und/oder ob diese noch funktionsfähig sind [NEUMANN 2010].

Die RSK erklärt zur Grundlage der kerntechnischen Sicherheit: Mensch, Technik und Organisation sind in einem ganzheitlichen Ansatz so aufeinander abzustimmen, dass das oberste Sicherheitsziel eingehalten ist und Gefahren für die Umgebung des Kernkraftwerks durch frühe oder große Freisetzungen ausgeschlossen sind. Dabei ist ein möglichst störungsfreier Betrieb durch zuverlässigkeitsfördernde Auslegungs-, Fertigungs- und Betriebsgrundsätze zu gewährleisten sowie Abweichungen vom Normalzustand frühzeitig zu erkennen und weitgehend zu begrenzen, so dass Betriebsstörungen vorgebeugt wird. [RSK 2013b]

7.3 Gefahr von Gemeinsam verursachte Ausfällen (GVA)

Alterungsprozesse sowie die damit verbundenen Folgeprobleme sind insbesondere hinsichtlich der GVA-Phänomene von großer Bedeutung. Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) bilden das wahrscheinlichste Szenario für den Ausfall hochredundanter Sicherheitssysteme in Atomkraftwerken. Da GVA-Ereignisse selten sind, reichen die nationalen Betriebserfahrungen für eine umfassende Bewertung nicht aus. Daher beteiligte sich die GRS an einem internationalen Projekt „International Common Cause Failure Data Exchange“ (ICDE). Ziel ist die Verbreiterung der Informationsbasis zu nicht oder wenig bekannten GVA Phänomenen [KREUSER 2013].

Für Deutschland waren neue GVA-Phänomene z. B. die Verwendung einer fehlerhaften Software bei der Prüfung *motorbetätigter Absperrarmaturen* oder der Einbau falscher Dichtungen bei *Rückschlagarmaturen*, da der Hersteller nicht spezifiziert hatte, dass eine spezielle Dichtung mit Sicherungsring einzubauen ist. Bei den Sicherheits- und Entlastungsventilen wurden von 144 übertragbaren ICDE Ereignissen 57 durch Alterungsprozesse verursacht, dabei waren zwei dieser Phänomene für Deutschland nicht bekannt. Insofern sind diese auch nicht im Alterungsmanagement integriert und folglich ist keine Vorsorge gegen den Ausfall getroffen.

Die GRS empfiehlt für die für Deutschland neuen GVA-Phänomene eine Überprüfung, ob die in deutschen Anlagen praktizierten Vorsorgemaßnahmen ausreichend sind. Das betrifft

- das gestaffelte Instandhaltungs- und Änderungsmanagement,

- Arbeitsanweisungen vor Ort,
- die Vervollständigung von Auslegungsanforderungen, z. B. für extreme Wettersituationen.

Nach Meinung der GRS muss die GVA-Analyse deutlich erweitert werden. Fragestellungen hierbei sind u.a. Umfang der GVA-Analysen (nur für redundante Komponenten eines Systems oder z. B. auch für alle gleichen Komponenten, Betriebsmittel oder Bauteile) oder Ursachen für GVA (Beispiele: ähnlicher Aufstellungsort, Instandhaltung oder Betriebsführung).

Da aber nicht alle GVA-Phänomene vorhersehbar sind, die Konsequenzen aber zu schweren Unfällen führen können, hält die GRS es für notwendig, für alle vitalen Funktionen eines Atomkraftwerks mindestens zwei verschiedene Sicherheitssysteme vorzusehen, die vollständig diversitär zueinander sind und jedes in höchster Qualität.

Tatsache ist, dass von deutschen AKW-Betreibern GVA-Phänomene bisher nicht ausreichend in der betrachtet werden.

7.4 Mangelhafte Ereignisanalysen

Grund zur Sorge bietet weniger die Anzahl der Ereignisse als der Umgang der AKW Betreiber mit den aufgetretenen Ereignissen.

Im Sicherheitsmanagementsystem stellt der Erfahrungsrückfluss ein bedeutsames Element dar. Bestandteil des Erfahrungsrückflusses ist dabei auch, aufgetretene Ereignisse systematisch zu erfassen, auszuwerten und Maßnahmen zur Vermeidung deren erneuten Eintritts festzulegen. Bei der ganzheitlichen Ereignisanalyse des Betreibers wird ein Ansatz zu Grunde gelegt, der die Thematik Mensch-Technik-Organisation (MTO) berücksichtigt. [RSK 2014a]

Der RSK erklärte, dass ihr mehrfach Ergebnisse vorgenommener Ereignisanalysen vorgestellt wurden. Im Nachgang zu diesen Präsentationen haben einige Anwendungen der MTO-Analysemethoden zu Diskussionen in Bezug auf folgende Fragestellungen geführt:

- ausreichender Tiefgang und Vollständigkeit der Analyse,
- plausible Ableitung der Analyseergebnisse aus dem Ereignisablauf,
- nachvollziehbarer Zusammenhang zwischen Analyseergebnis und abgeleiteten korrektiven Maßnahmen (technische, organisatorische, personelle)

Die Schlussfolgerungen aus diesen Diskussionen führten in 2008 zur Erstellung eines Leitfadens, der aus Sicht der RSK bei der Erstellung von ganzheitlichen Ereignisanalysen zugrunde gelegt werden soll.

Auf Veranlassung des BMUB führte die RSK einen Vergleich der von AKW-Betreibern verwendeten des VGB-Leitfadens zur ganzheitlichen Ereignisanalyse mit der RSK-Empfehlung „Leitfaden für die Durchführung von ganzheitliche Ereignisanalysen“.

Die im BMUB-Beratungsauftrag enthaltene Bitte, die vergleichende Betrachtung anhand von Beispielanalysen vorzunehmen, konnte die RSK nicht erfüllen, da, trotz mehrfacher Bemühungen seitens der RSK, von den Betreibern keine Freigaben für die Verwendung

entsprechender Ereignisanalysen erteilt wurden, so dass keine Beispielanalysen verfügbar waren. Somit beschloss der zuständige RSK-Ausschuss Reaktorbetrieb, alternativ einen systematischen Vergleich der Anforderungen der betreffenden Leitfäden vorzunehmen.

Dieser Vergleich zeigt relevante Mängel des VGB-Leitfadens: So sind z. B. weitergehende Festlegungen zum zeitlichen und inhaltlichen Umfang der bei dem ausgewählten Ereignis durchzuführenden Betrachtungen – wie im RSK-Leitfaden gefordert – im VGB-Leitfaden vor Analysebeginn nicht vorgesehen.

Insbesondere für den Themenbereich der Analyse und Bewertung beitragender Faktoren ergeben sich relevante Abweichungen des VGB-Leitfadens von den Anforderungen der RSK. Der VGB-Leitfaden thematisiert sowohl bei der Analyse als dann auch folgend beim Analysebericht nicht das „ereignisübergreifende Verbesserungspotential“ und fordert nicht explizit die Darstellung der Priorisierung, der Umsetzungszeiträume und der ereignisübergreifenden Verbesserungsmaßnahmen.

Zusammenfassend stellt die RSK fest: Die im RSK-Leitfaden formulierten inhaltlichen Anforderungen an die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen werden im überarbeiteten VGB-Leitfaden nur teilweise abgedeckt bzw. sind nur teilweise hinreichend berücksichtigt.

Die identifizierten Aspekte sind aus Sicht der RSK im Hinblick auf die Qualität einer Ereignisanalyse und deren Dokumentation von Bedeutung. Aus Sicht der RSK lässt die alleinige Berücksichtigung des VGB-Leitfadens „Ganzheitliche Ereignisanalyse“ keine im Sinne des RSK-Leitfadens abdeckende ganzheitliche Ereignisanalyse erwarten. [RSK 2014a]

7.5 Weiterleitungsnachrichten

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit wertet die **meldepflichtigen Ereignisse** (ca. 100 pro Jahr) aus den deutschen Atomkraftwerken systematisch aus. Die GRS verfasst **Weiterleitungsnachrichten** (ca. 10 pro Jahr). Auch aus Auswertung **internationaler Betriebserfahrung** werden ggf. **Weiterleitungsnachrichten erstellt**. Diese werden u.a. an Aufsichtsbehörden, Betreiber, Hersteller, verteilt. Es soll dann geprüft werden, ob ein derartiges Ereignis auch in dem betreffenden Atomkraftwerk auftreten könnte.¹¹

Ziel der GRS bei der Ereignisanalyse ist es, ein Ereignis möglichst detailliert nachvollziehen und die aufgetretenen Phänomene vollständig zu verstehen. Das Problem hierbei ist, dass dieses aufgrund des Meldetextes des Betreibers nicht möglich ist.

Bei der Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung des Ereignisses wird zwischen der tatsächlichen Bedeutung des Ereignisses oder der potenziellen Bedeutung des Ereignisses unterschieden.

Kriterien der GRS für die Erstellung einer WLN sind:

- **Ausfälle mit gemeinsamer Ursache (Mehrfachausfälle, systematische Ausfälle) auch bei zeitlicher Staffelung**

¹¹ Weiterleitungsnachrichten- von der interdisziplinären Ereignisauswertung zur konkreten Empfehlung, Dr. Dagmar Sommer (GRS); GRS Fachgespräch, 26. und 27. Februar 2015, Berlin

- Verdacht auf Alterung (unbekannte oder unerwartet aufgetretene Phänomene, die sich häufen)
- erhöhte Fehlerhäufigkeiten bei gleichen/gleichartigen Komponentenarten
- **Fehler liegt unentdeckt schon lange vor, Wiederkehrende Prüfung (WKP) hat nicht gegriffen** (Intervall zu lang, WKP nicht abdeckend), keine WKP
- einzelner Fehler betrifft mehrere Sicherheitsebenen gleichzeitig bzw. die Einrichtungen der nächsthöheren Sicherheitsebenen wirken nicht
- **Schwachstellen in der Organisation, den Prozessen/Abläufen** bzw. der Dokumentation/Sicherheitskultur oder dem Sicherheitsmanagement

Jede WLN wird von den Anlagenbetreibern geprüft und ein entsprechender Rückflussbericht erfasst.

In Baden-Württemberg muss spätestens zwei Monate nach Eingang der Nachricht das Ergebnis der Überprüfung aufgrund eines WLN Berichtes der Aufsichtsbehörde vorgelegt werden. Wie der Umgang in anderen Bundesländern gehandhabt wird ist nicht bekannt.

Aus Sicht der AKW-Betreiber verursacht die Bearbeitung der Weiterleitungsnachricht viel Arbeit. Daher wurde gefordert, dass diese sich an der sicherheitstechnischen Bedeutung eines Ereignisses orientieren.¹²

Diese Sichtweise widerspricht den Grundgedanken beim Verfassen der WLN, nicht die **tatsächliche Bedeutung eines Ereignisses, sondern die potenzielle Bedeutung des Ereignisses zu berücksichtigen.**

Die Sichtweise der AKW-Betreiber beruht auf einer mangelhaften Sicherheitskultur.

7.6 Mangelnde Sicherheitskultur

Entscheidend für einen sicheren Betrieb eines Atomkraftwerks ist die sogenannte Sicherheitskultur. Sie bedeutet, der Sicherheit höchste Priorität zu geben und sich andauernd mit Sicherheitsfragen auseinanderzusetzen, um zu garantieren, dass sie angemessene Aufmerksamkeit erhält.

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) äußerte im Jahresbericht 2006/2007, dass wiederholt Ereignisse aus deutschen Atomkraftwerken gemeldet wurden, die auf Mängel in der Organisation und/oder Betriebsführung hinweisen [GRS 2008].

Die erkannten Mängel in der Organisation und Betriebsführung können zum Teil erhebliche Auswirkungen auf den sicheren Betrieb einer Anlage haben, warnte die GRS. Die Empfehlungen der GRS zur Abhilfe zielen darauf ab, in Atomkraftwerken ein systematisches, prozessorientiertes Sicherheitsmanagementsystem einzuführen und zu betreiben, wie es sich in anderen Industriezweigen bereits bewährt hat. In einem integrierten, prozessorientierten Managementsystem werden sämtliche Aufgaben, die für die Durchführung des Anlagenbetriebs wahrzunehmen sind, in Prozessen zusammengefasst. Anforderungen, die von der Anlage erfüllt werden müssen, werden nicht isoliert,

¹² GRS-Weiterleitungsnachrichten Fluch oder Segen? EnBW Ulrich Sander, GRS Fachgespräch, 26. und 27. Februar 2015, Berlin

sondern ganzheitlich erfasst und den Arbeitsabläufen zugeordnet, in denen sie wahrzunehmen sind [GRS 2008].

In der Nachrüstliste wird die Entwicklung eines prozessorientierten Managementsystems inklusive Sicherheitsmanagement, Alterungsmanagement und Qualitätsmanagement gefordert (Ib1). Selbst wenn ein entsprechendes Managementsystem endlich eingeführt ist, wird es noch Jahre dauern, bis dieses greift und zu einer Verbesserung der Sicherheitskultur führt.

Eine Überprüfung der Betriebssicherheit eines Atomkraftwerks und somit auch der Sicherheitskultur führt auf Anfrage ein Expertenteam der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEO) durch. Ziele einer sogenannten OSART¹³-Mission ist u.a. eine umfassende Bewertung der Betriebsführung einer Anlage nach internationalen Standards. Die letzte OSART Mission wurde 2007 im AKW Neckarwestheim durchgeführt. Weitere derartige Überprüfungen wurden nicht mehr durchgeführt, weitere Überprüfungen sind in der verbleibenden Betriebszeit nicht geplant.

Die meisten Verstöße gegen die Sicherheitskultur gelangen nie an die Öffentlichkeit. Dabei hat diese und insbesondere die Politik ein Recht zu erfahren, wie es um die Sicherheit in deutschen Anlagen tatsächlich steht, um die Gefahren der Atomkraft angemessen einschätzen zu können.

Noch gravierender ist aber, dass davon auszugehen ist, dass ein großer Teil der Nachlässigkeiten weder vom Betreiber noch vom Gutachter oder der Aufsichtsbehörde entdeckt werden, sondern sich erst im Falle eines Störfalls negativ bemerkbar machen und dann bei der Beherrschung eines Störfalls gravierende Konsequenzen haben können.

7.7 Fazit

Der Umgang der Betreiber hinsichtlich der Ursachenaufklärung der meldepflichtigen Ereignisse ist seit vielen Jahren unzureichend. Das wurden bereits mehrfach von Sachverständigen der GRS oder der RSK angemahnt. Die Situation ändern sich jedoch offenbar nicht.

8 Gefahren durch den Normalbetrieb eines Atomkraftwerks

Bei der notwendigen Berücksichtigung der Gefahr eines schweren Unfalls in einem Atomkraftwerk darf nicht vergessen werden, dass eine Gefährdung bereits durch den sogenannten Normalbetrieb eines Atomkraftwerks für die Bevölkerung und die Beschäftigten besteht. Diese Gefährdung setzt sich während der Stilllegung der Atomanlagen und bei Transport und Lagerung der radioaktiven Abfälle weiter fort.

Ein Umgang mit radioaktiven Stoffen ist auch bei Einhaltung der Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung mit Risiken verbunden. Auch unterhalb der Dosisgrenzwerte gibt es ein Risiko für später tödlich verlaufende Krebserkrankungen und Schäden bei Nachkommen. Das Risiko wird umso größer, je größer die Dosis ist. Zudem wird zunehmend bekannt, dass auch andere Krankheiten in Zusammenhang mit ionisierender Strahlung stehen.

Diese Thematik kann im Rahmen dieser Studie nicht tiefer behandelt werden, es soll nur exemplarisch auf zwei Studienergebnisse hingewiesen werden.

¹³ Operational Safety Review Team

Einen Hinweis auf das Risiko, das für die Bevölkerung vom Normalbetrieb einer Atomanlage ausgeht, gibt eine epidemiologische Studie in Deutschland aus dem Jahr 2007, die sogenannte KiKK-Studie. Eine umfangreiche Untersuchung zeigte, dass auch – ohne Überschreitung der Grenzwerte – in der Umgebung von Atomkraftwerke vermehrt Krebserkrankungen bei Kindern auftraten: Die KiKK-Studie kam zum Ergebnis, dass ein erhöhtes Risiko für Leukämie von Kindern unter 5 Jahren im 5 km-Umkreis deutscher Atomkraftwerke besteht. Die KIKK-Studie wies einen Zusammenhang zwischen der Entfernung des Wohnorts zum Atomkraftwerk und dem Auftreten von Leukämie bei Kindern nach.[BFS 2007]

Der Befund der KiKK-Studie lässt sich mit bisherigem Wissen über die Wirkung ionisierender Strahlung auf den menschlichen Organismus nicht erklären. Daraus folgt jedoch nicht zwangsläufig, dass niedrige Dosen ionisierender Strahlung als die Ursache der Krebserkrankungen ausgeschlossen werden dürfen. Daraus folgt vermutlich eher, dass die Wissenslücken im Gebiet der Strahlenwirkung heute noch groß sind.

In 2015 belegte eine Studie die grundsätzlichen Gefahren für Beschäftigte in Nuklearanlagen auch durch geringe Strahlendosen.¹⁴ Die internationale Langzeitstudie wertete die äußere Strahlenbelastung von mehr als 300.000 französischen, britischen und amerikanischen Angestellten aus, die in Atomkraftwerken, bei Projekten mit Atomwaffen oder in Forschungslaboren arbeiteten. Im Schnitt begleiteten die Forscher die Mitarbeiter 26 Jahre lang. Die Daten verglichen sie anschließend mit den Krebsfällen in den Sterberegistern des jeweiligen Landes. In allen drei Ländern gab es ähnliche Ergebnisse: Die umfassenden Daten zeigen, dass sich auch niedrige radioaktive Strahlung auf das Krebsrisiko auswirken kann. Je höher die Strahlenbelastung war, desto mehr Menschen starben an Krebs. Die Forscher gehen davon aus, dass 209 der 19.064 beobachteten Krebstodesfälle in Zusammenhang mit der Strahlenbelastung stehen. Für einen Beschäftigten in der Nuklearindustrie steigt das Risiko an Krebs zu sterben laut den Ergebnissen der Studie um 0,1 Prozent. Das allgemeine Grundrisiko an Krebs zu sterben liegt heutzutage bei 25 Prozent.¹⁵

9 Gefahr von Terroranschlägen auf Atomkraftwerke

Vorbemerkung: *Bei der Diskussion zu den Gefahren möglicher Terroranschläge sollen keine Hinweise gegeben oder Überlegungen angestellt werden, die Anleitungskarakter haben und die bei der Planung und Durchführung eines Attentats „hilfreich“ sein könnten. Die Überlegungen und Szenarien im folgenden Kapitel sind daher bewusst sehr zurückhaltend formuliert, sensitive Details werden vermieden. Terroristen, die von ihren Fähigkeiten, Kenntnissen und Ressourcen her grundsätzlich dazu in der Lage wären, wirksame Anschläge durchzuführen, werden nachfolgend keine Hinweise finden, die sie nicht ohnehin schon haben oder die sie sich beschaffen könnten. Bei der Darstellung der Szenarien und Resultate wurde jedoch auch darauf geachtet, dass durch die*

¹⁴ International Agency for Research on Cancer (World Health Organisation): "Even low doses of radiation increase risk of dying from leukemia in nuclear workers", says IARC. 22. Juni 2015,

http://www.iarc.fr/en/media-centre/pr/2015/pdfs/pr235_E.pdf

¹⁵ Spiegel online: Radioaktive Strahlung: AKW Angestellte sterben häufiger an Krebs; 21.10.2015; [/www.spiegel.de/gesundheit/diagnose/atomkraftwerk-mehr-krebstote-durch-radioaktive-strahlung-a-1058875.html](http://www.spiegel.de/gesundheit/diagnose/atomkraftwerk-mehr-krebstote-durch-radioaktive-strahlung-a-1058875.html)

Zurückhaltung bei den Formulierungen das Verständnis und die Aussagekraft nicht zu sehr beeinträchtigt werden.

Im Jahr 2007 erklärte das Bundeskriminalamt (BKA), die Wahrscheinlichkeit für Anschläge auf kerntechnische Einrichtungen sei zwar als gering anzusehen, muss aber in Betracht gezogen werden. Seit diesem Statement sind fast 10 Jahre vergangen, es ist nicht bekannt, wie das BKA aktuell die Situation in Deutschland einschätzt. Aufgrund der Ereignisse in den letzten Jahren ist aber kaum davon auszugehen, dass ein Terrorangriff auf eine deutsche Atomanlage inzwischen auszuschließen ist.

9.1 Bedrohung durch einen gezielten Flugzeugabsturz

Ein Terrorangriff auf ein Atomkraftwerk kann erhebliche Auswirkungen für die Bevölkerung haben.

Einer Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) aus 2002 zeigte, dass in Folge eines Verkehrsflugzeug die Gefahr eines Kernschmelzunfalls besteht. Laut der GRS-Studie kann ein großes Verkehrsflugzeug (Boeing 747 oder Airbus 340), welches mit einer Geschwindigkeit von 630 km/h auf das Reaktorgebäude prallt, dieses mit Ausnahme von Gundremmingen B/C nicht durchdringen. Aber dennoch kann nach Auffassung der Experten ein Kernschmelzunfall resultieren. Durch Erschütterungen können im Reaktor Leckagen im Primärkühlkreis entstehen. Dieser Kühlmittelstörfall kann bei einer Zerstörung der Reaktorwarte durch Trümmer sowie einen Folgebrand, der nach einem Flugzeugabsturz recht wahrscheinlich ist, voraussichtlich nicht mehr beherrscht werden. Laut GRS besteht nur im Falle von frühzeitigen Eingriffsmöglichkeiten durch das Anlagenpersonal die Möglichkeit, einen Kernschmelzunfall zu verhindern [BMU 2002].

Die GRS-Studie stellte auch fest, dass ein derartiger Absturz auf Gundremmingen B/C zu einer großflächigen Zerstörung des Reaktorgebäudes führt. Ein Kernschmelzunfall bei offenem Containment droht. Dieser ist mit besonders hohen und frühzeitigen Freisetzungen verbunden.

Inzwischen ist auch ein gezielter Absturz mit einem größeren Verkehrsflugzeug, einem A380, als in der o.g. GRS-Studie möglich. Der A380 besitzt ein deutlich höheres Gewicht und eine größere Menge an Treibstoff, weshalb stärkere Auswirkungen zu erwarten sind. Ob eine Studie erstellt wurde, die die Auswirkungen eines gezielten Flugzeugabsturzes mit einem A380 auf die deutschen Atomkraftwerke untersucht, ist nicht bekannt.

Laut Bundesumweltministerium soll die GRS die mehr als zehn Jahre alte Studie zu Flugzeugabstürzen nun auf den neuesten Stand bringen. Gegenüber Medien äußerte auch ein Sprecher des Landesumweltministeriums in Baden-Württemberg, dass das Bundesumweltministerium eine neue Überprüfung der Robustheit der Kernkraftwerke, in Auftrag gegeben habe. Mit Ergebnissen dieser Untersuchung sei voraussichtlich 2015 zu rechnen. Anschließend müssten diese Ergebnisse gegebenenfalls noch auf jedes einzelne Kraftwerk übertragen werden.¹⁶

Zwei Anwohner klagen zurzeit mit Unterstützung von Greenpeace beim Oberverwaltungsgericht (OVG) Schleswig-Holstein auf Widerruf der Betriebsgenehmigung für das Atomkraftwerk Brokdorf,

¹⁶Stuttgarter Nachrichten: Vorerst kein Terrorschutz für Neckarwestheim; 08.Oktober 2013; <http://www.stuttgarter-nachrichten.de/inhalt.blitzvernebelung-vorerst-kein-terrorschutz-fuer-neckarwestheim.4a2087a1-a4d0-4774-aeff-5a2c4bbf3ca0.html>

da dieses nur unzureichend gegen einen Flugzeugabsturz oder terroristischen Anschlag geschützt ist. Im Juli 2015 hatte die Atomaufsicht im schleswig-holsteinischen Energieministerium einen Antrag auf Widerruf der Betriebsgenehmigung für Brokdorf abgelehnt. Zwar hatte der zuständige Umweltminister gegenüber Medien den Antrag begrüßt. „Alles, was den Atomausstieg nach Recht und Gesetz beschleunigt, ist gut“, sagte er damals – und wies darauf hin, dass die rechtlichen Hürden für den Widerruf einer Betriebserlaubnis „sehr hoch“ seien. Diese Entscheidung wird nun angefochten. In ihrem ablehnenden Bescheid auf Widerruf der Betriebsgenehmigung für das Atomkraftwerk Brokdorf hatte auch die Atomaufsicht Schleswig-Holstein auf derzeit laufende „Erörterungen mit der Bundesaufsicht“ wegen unzureichender Schutzmaßnahmen vor einem Flugzeugabsturz hingewiesen.¹⁷

Eine Vernebelung der Reaktorgebäude sollte Schutz vor Terrorangriffen aus der Luft gewährleisten. Allerdings mindert der militärische Nebel, der für ganz andere Bedrohungsszenarien entwickelt wurde, die Trefferwahrscheinlichkeit eines Verkehrsflugzeuges nur unwesentlich.

Eine Vernebelung des Reaktorgebäudes soll einen Terrorpiloten daran hindern, das Reaktorgebäude zielgenau zu treffen. Die Wirksamkeit einer solchen Maßnahme ist minimal. Mangels besserer oder bezahlbarer Alternativen haben sich nach den Anschlägen auf das World Trade Center im September 2001 die Energieversorger in Deutschland dennoch gemeinsam mit den Behörden auf diese Art von Schutz verständigt.

Bislang ist neben Grohnde nur am AKW Philippsburg eine Vernebelungsanlage in Betrieb.

Die Niedersächsische Atomaufsicht (NMU) erklärte 2014, *Grohnde sei gegen Flugzeugabsturz geschützt und besitzt ein Tarnschutzsystem. Weitere Angaben können hier wegen des Geheimschutzes nicht gemacht werden.* [NMU 2014]

Die Antwort des NMU verschleiern die Tatsachen. Das AKW Grohnde ist zwar durch seine Gebäudeauslegung gegen den Absturz eines Militärflugzeuges, aber nicht gegen den Absturz einer großen Verkehrsmaschine geschützt. Stattdessen soll eine Vernebelung des Reaktorgebäudes Schutz vor Angriffen aus der Luft gewährleisten. Allerdings mindert der militärische Nebel, der für ganz andere Bedrohungsszenarien entwickelt wurde, die Trefferwahrscheinlichkeit eines Verkehrsflugzeuges nur unwesentlich. Insofern existiert die Gefährdung gegenüber Terrorangriffen aus der Luft für Grohnde trotz der vorhandenen Nebelwerfer.

Auf die Frage an Bayerische Staatsregierung, ob die vor Jahren angekündigten Vernebelungsanlagen an den Atomkraftwerken Gundremmingen, Grafenrheinfeld und Isar mittlerweile installiert und einsatzfähig seien, erklärt diese: Die Nebeltarnung ist im Gesamtkonzept vergleichsweise **unbedeutend und wurde von den Betreibern bisher nicht umgesetzt**.¹⁸ Zum Schutz der deutschen bzw. bayerischen Kernkraftwerke vor dem gezielten Absturz eines Verkehrsflugzeuges gäbe es ein gestaffeltes Gesamtkonzept. Dieses beinhaltet – neben nachrichtendienstlichen und polizeilichen

¹⁷TAZ: Absturzgefahr Atomkraft; Greenpeace klagt gegen Atomkraftwerk, Absturzgefahr Atomkraft 25.08.2015 <http://www.taz.de/!5222436/>

¹⁸Anfragen zum Plenum vom 11. November 2013 mit den dazu eingegangenen Antworten der Staatsregierung, Bayerischer Landtag 17/84

Maßnahmen im Vorfeld – Schutzmaßnahmen an den Flughäfen und in den Flugzeugen sowie Maßnahmen der Luftraumüberwachung und der Luftwaffe.

Anders als von der bayerischen Staatsregierung behauptet, existiert ein wirksamer Schutz vor der Entführung eines Verkehrsflugzeugs zurzeit nicht. Die für die Flugsicherheit maßgeblichen Kontrollen am Boden weisen schwerwiegende Mängel auf. Das belegen trotz der vorhandenen Sicherheitsstandards sowohl die durchgeführten Realtests als auch die aufgetretenen Pannen. Bei genauer Analyse wurde deutlich, dass strukturelle Probleme Ursache der Pannen sind. Hundertprozentig sichere Bodenkontrollen sind schon grundsätzlich schwierig, aber unter den bestehenden wirtschaftlichen Rahmenbedingungen unmöglich. Daher ist auch in absehbarer Zukunft nur eine graduelle Verbesserung möglich. Zurzeit existieren trotz bestehender Sicherheitskontrollen vielfältige Möglichkeiten, Waffen oder als Waffen zu verwendende Gegenstände in ein Verkehrsflugzeug zu schmuggeln. Diese können dann potenziellen Attentätern ermöglichen, die Kontrolle über das Flugzeug und Zutritt zum Cockpit zu erlangen. Es ist davon auszugehen, dass auch heute – genau wie vor 15 Jahren – eine Überwindung der inzwischen ergriffenen Maßnahmen möglich ist. [BECKER 2010].

Nach dem 11.09.2001 wurden auch bauliche Veränderungen als Schutzmaßnahmen der deutschen Atomkraftwerke in Erwägung gezogen. Eibl, Professor für Baumechanik und Mitglied der Internationalen Länderkommission Kernenergie (ILK), empfahl die Errichtung einer Schutzstruktur rund um das Atomkraftwerk, aus dicken Stahlbetonwällen und aus Stahlnetzen. Die drei bis fünf Meter dicken Wälle sollen dort aufgestellt werden, wo das Reaktorgebäude weder von angrenzenden Gebäuden noch von Bergen geschützt wird. Ein Stahlnetz zehn Meter über der Kuppel soll den Reaktor von oben gegen einen Hubschrauber zu schützen, der sich in den Reaktor stürzen oder eine große Sprengstoffmenge abwerfen könnte.

Es ist allerdings nicht zu erwarten, dass wirkungsvolle Schutzstrukturen gegen Angriffe aus der Luft errichtet werden. Falls diese technisch überhaupt möglich sind, sind sie unter den Rahmenbedingungen von den Aufsichtsbehörden kaum einzufordern.

9.2 Drohnen als Hilfsmittel für Terrorangriffe

Im Herbst 2014 sind 31 Drohnen über 19 französischen Atomanlagen gesichtet worden. Bisher ist noch unklar, wer die Drohnen gesteuert hat. Die Umweltorganisation Greenpeace hat am 26. November 2014 eine Kurzstellungnahme veröffentlicht, in der mögliche Anschlagsszenarien auf Atomkraftwerke mit unbemannten Drohnen untersucht worden sind. [GP 2014]

Die Überflüge hatten sich entweder am späten Abend, in der Nacht oder am frühen Morgen zugetragen, wobei am 19. Oktober vier weit auseinanderliegende AKW und am Tag darauf drei andere Anlagen überflogen wurden, was auf eine gut koordinierte Aktion hinweist. Selbst nachdem Frankreichs Innenminister beteuerte, die Spezialeinheiten der Gendarmerie, die seit 2007 zur Überwachung der Nuklearanlagen eingesetzt sind, hätten inzwischen Order erhalten, die Flugobjekte „zu neutralisieren“, flogen mehrfach nicht identifizierte Drohnen über französische Atomanlagen.

Laut Medienberichten sind die Drohnen teils nur 20 – 30 Zentimeter breit gewesen, teils aber auch zwei Meter und damit potenziell in der Lage, kleinere Sprengstoffmengen zu transportieren. Drohnen können z. B. – wie in der militärischen Anwendung – zur Vorbereitung oder Unterstützung eines Terroranschlags eingesetzt werden.

Gegenstand der o.g. Kurzexpertise war die Frage, welche Gefahr mit derartigen Drohnenüberflügen verbunden ist – wenn diese von einer terroristisch motivierten Gruppe durchgeführt würden. Um abzuwägen, welche Gefahren mit Terrorangriffen verbunden sind, ist es erforderlich, beispielhafte Szenarien genauer zu beschreiben und die Wirkung der eingesetzten Mittel auf ein Atomkraftwerk abzuschätzen. Darauf hat grundsätzlich auch die Öffentlichkeit einen Anspruch.

Fazit der Kurzexpertise war, dass ein Angriff mit kleinen Drohnen keine größere Gefahr für ein AKW darstellt. Allerdings könnten die Fluggeräte auch zur Unterstützung eines Angriffs von innen oder aber zur Aufklärung im Vorfeld einer terroristischen Attacke genutzt werden.

Angesichts der Faktenlage zur Verfügbarkeit und Einsatzmöglichkeiten der Drohnen und unter Berücksichtigung der Verwundbarkeit der französischen Atomkraftwerke schienen drei grundsätzliche Varianten am plausibelsten:

- Ein Sprengstoffanschlag durch sogenannte Innentäter soll unterstützt werden. Dazu werden erfolgreiche Anflüge mit Drohnen geprobt.
- Ein potenzieller Angriff aus der Luft soll vorbereitet werden. Dazu sollen insbesondere die Wirksamkeit der Abwehrmaßnahmen an den Atomkraftwerken überprüft werden, und gleichzeitig Details des Geländes und der Sicherungsmaßnahmen ausspioniert werden.
- Ein potenzieller Bodenangriff soll vorbereitet werden. Dazu werden einerseits Geländedaten aufgenommen und andererseits die aktuellen Sicherungsmaßnahmen (Stärke des Personals, Reaktionsweisen und -zeiten etc.) aufgezeichnet.

Die Bunderegierung erklärte, ungenehmigte Drohnenüberflüge von Kernkraftwerken oder anderen kerntechnischen Anlagen wurden in Deutschland bisher nicht beobachtet. Die zuständigen Behörden prüfen derzeit die Notwendigkeit, Drohnen in die Lastannahmen für die Sicherung von Kernkraftwerken und anderen einschlägigen kerntechnischen Anlagen einzubeziehen. Die drei in der von Greenpeace beauftragten Kurzstudie „Gefahr aus der Luft – Drohnenüberflüge bedrohen französische Atomanlagen“ betrachteten Szenarien (siehe oben) ohne den Aspekt der Drohnenunterstützung bereits in der Vergangenheit bei der Erstellung der Lastannahmen für die Sicherung ortsfester kerntechnischer Anlagen und Einrichtungen berücksichtigt wurden, zuletzt bei deren Überarbeitung im Jahr 2012. [DBT 2014]

9.3 Angriff mit einem Hubschrauber

Für einen Terrorangriff aus der Luft sind außer einem Angriff mit einem Verkehrsflugzeug eine Reihe weiterer Angriffsszenarien denkbar. Szenarien für Terror-Angriffe aus der Luft können z. B. der Absturz eines mit Sprengstoff beladenen Helikopters oder der Abwurf einer Bombe aus dem Helikopter sein.

Ein derartiger Angriff ist relativ einfach durchzuführen, da ein Hubschrauber ein sehr wendiges Fluggerät ist. Da auch eine ausreichende Verfügbarkeit von Hubschraubern gegeben ist, könnten sie

von Terroristen als Tatmittel in Betracht gezogen werden. Alle technischen Voraussetzungen für das „Gelingen“ eines derartigen Szenarios sind bei einem Hubschrauber vorhanden.

Das mögliche Zuladungsgewicht eines Hubschraubers liegt in der Größenordnung einer Tonne. Selbst kleinere Hubschrauber könnten mehrere Hundert Kilogramm zuladen. Das zulässige Zuladungsgewicht eines Helikopters ermöglicht eine Ladung von Sprengmitteln in erheblichem Umfang.

Ein Hubschrauber hat mit einer Reisegeschwindigkeit von über 200 km/h eine relativ hohe Geschwindigkeit. Das Anfliegen an ein Atomkraftwerk kann daher sehr schnell erfolgen, sodass die Absicht der Terroristen erst unmittelbar vor dem Attentat erkannt wird. Ein Helikopter ist aufgrund seiner leicht zu bedienenden und präzisen Steuerung sowie der einfachen Landung auch auf kleinen Flächen prädestiniert. Genau diese Eigenschaften ermöglichen es Terroristen, einen Hubschrauber als Waffe gegen ein Atomkraftwerk einzusetzen.

Die Drohnenüberflüge in Frankreich Ende 2014 verdeutlichten Schwachstellen in der Luftüberwachung der französischen Atomkraftwerke und vor allem in der Abwehr solcher potenziellen Angriffe aus der Luft. Es ist zu erwarten, dass dies in Deutschland nicht anders wäre. Drohnen können zu Aufklärungsflügen verwendet werden, um einen Angriff detailliert vorzubereiten.

Mithilfe eines Helikopters könnten Sprengstoffmengen von mehr als hundert Kilogramm zum Einsatz gebracht werden. Die Wirkung von Sprengstoff ist am größten, wenn er direkt mit möglichst gutem Kontakt an der zu sprengenden Struktur angebracht wird. Zum Anbringen der Ladung und Durchführung der Sprengung dürfte ein Zeitraum von wenigen Minuten ausreichend sein. Diese Zeit ist zur Verhinderung der Aktion durch die Sicherheitskräfte bzw. durch die alarmierte Polizei nicht ausreichend. Insofern muss von einer „erfolgreichen“ Aktion ausgegangen werden.

Gegen die Detonationen von Sprengstoff sind die Atomkraftwerke nicht ausgelegt. Tonnenschwere fallende Betontrümmer, Druckwelle und Erschütterung können bei der Explosion von einer derart großen Sprengstoffmenge oder von effektiven Sprengladungen schwere Zerstörungen im Inneren des Containments bewirken und die Kühlung des Reaktors unterbrechen. Aufgrund der starken Zerstörung kann eine ausreichende Kühlung nicht wiederhergestellt werden. Ein Kernschmelzunfall mit erheblichen radioaktiven Freisetzungen wird mit einer hohen Wahrscheinlichkeit resultieren.

Die deutschen Sicherheitsbehörden sehen, wie oben erwähnt, einen derartigen Angriff als Bedrohung an. Anmerkung: Kürzlich wurden auf einem Gebäude des AKW Brokdorf Gitter installiert, dessen Bedeutung aus Geheimhaltungsgründen nicht offiziell genannt wird. Spekulationen zufolge sollen diese gegen eine Landung eines Hubschraubers schützen.

9.4 Bedrohung durch Terrorangriff vom Boden

Seit den Terroranschlägen vom 11. September 2001 in den USA konzentriert sich die öffentliche Diskussion über die Bedrohung von Atomkraftwerken durch Terroranschläge vor allem auf Angriffe mit Verkehrsflugzeugen. Tatsächlich sind erheblich mehr Angriffsszenarien denkbar. So könnten Sprengstoffanschläge von einer terroristischen Gruppe am Boden ausgeübt werden. Dafür gibt es grundsätzlich zwei Varianten: eine große Menge (mehr als 1 Tonne) wird außerhalb der Gebäude oder

eine kleinere Menge (einige Kilogramm) wird an sensitiven Stellen im Reaktor zur Detonation gebracht.

Ein denkbares Terrorszenario wäre auch der Einsatz eines tragbaren panzerbrechenden Waffensystems AT-14. Ein solcher Terrorangriff könnte, sofern auch thermobarische Gefechtsköpfe, die durch den Einsatz brennbarer Substanzen den zerstörenden Effekt noch verstärken (größere Hitze-, längere Druckwirkung) eingesetzt werden, einen Kernschmelzunfall mit erheblichen radioaktiven Freisetzungen verursachen. Es muss davon ausgegangen werden, dass es potenziellen Attentätern möglich wäre, durch illegale Waffenbeschaffung an AT-14 inklusive der zugehörigen Komponenten zu gelangen. Vor einigen Jahren fanden Beschusstests in Russland statt; mit ihnen wurde – in einem Modellaufbau – die Verwundbarkeit eines neuen Reaktortyps (vierte Generation) gegenüber modernen Waffensystemen untersucht. Als Waffensystem wurde u. a. die AT-14 eingesetzt [GP 2010].

Anmerkung: Angesichts der weltweiten Sicherheitslage ordnete die Atomaufsicht in Schweden unter anderem an, dass künftig bewaffnete Sicherheitskräfte und Wachhunde eingesetzt werden müssen. Die AKW-Betreiber müssten die neuen Vorschriften bis spätestens in einem Jahr umsetzen, teilte die Aufsichtsbehörde mit.¹⁹

9.5 Bedrohung durch Innentäter

Als im November 2010 die Bedrohung durch Terroranschläge in Deutschland als hoch eingestuft wurde, gingen die Behörden von drei unterschiedlichen Bedrohungsszenarien aus. Für bedrohlich werden u. a. Anschläge durch sogenannte Schläferzellen gehalten, deren Mitglieder seit Jahren in Deutschland leben und im Geheimen Gewaltaktionen vorbereiten [NP 2010].

Eine Möglichkeit für Schläfer wäre die Durchführung oder Unterstützung eines Terroranschlags als Innentäter in einem Atomkraftwerk. Innentäter stellen für Atomkraftwerke eine große Bedrohung dar, der in der internationalen Fachdiskussion große Beachtung geschenkt wird. [HONNELLIO 2005].

Am 01.01.2010 trat eine Neufassung des Paragraphen (§12b des Atomgesetzes) in Kraft, der die Überprüfung von Personen regelt, die in kerntechnischen Anlagen tätig sind. In der Neufassung wurde u. a. für einige Behörden die Verpflichtung eingeführt, der zuständigen atomrechtlichen Behörde nachträglich erlangte, relevante Informationen zu melden [BUZER 2011]. Die Zuverlässigkeitsprüfungen erschweren das Einschleusen von Innentätern in Atomkraftwerke, sie verhindern es aber nicht vollständig.

Zu bedenken ist, dass während der Revisionszeiten ca. 1000 Personen von den verschiedensten Firmen im AKW tätig sind. Mögliches Innentäter-Szenario ist das Auslösen eines schweren Unfalls durch den Einsatz von Sprengladungen. Die für einen solchen Anschlag erforderliche Sprengstoffmenge liegt in der Größenordnung von einigen Kilogramm.

Eine der wichtigsten Schutzmaßnahmen gegen Eingriffe von Innentätern ist das Vier-Augen-Prinzip. Dieses ist aber immer dann wirkungslos, wenn es mehrere Innentäter gibt. Es kann aber durch

¹⁹ Kronen Zeitung: Schweden:AKWs werden künftig schärfer bewacht; 05.02.2016;
http://www.krone.at/Welt/Schweden_AKW_s_werden_kuenftig_schaerfer_bewacht-Bewaffnete_Kraefte-Story-494716

Unachtsamkeit, Schlamperei oder allgemein durch eine schlechte Sicherheitskultur unterwandert werden.

„Wirkungsvolle“ Szenarien von Innentätern sind vielfältig, am einfachsten realisierbar erscheinen Sprengstoffanschläge. Besonders gefährlich sind dabei Anschläge, bei denen Sprengstoff gezielt an neuralgischen Punkten der Anlage angebracht wird. Bereits kleine Sprengstoffmengen (in der Größenordnung von einigen Kilogramm) könnten so einen Kernschmelzunfall mit gravierenden radioaktiven Freisetzungen auslösen.

Bei einem Terror-Angriff unter Beteiligung von Innentätern ist damit zu rechnen, dass er innerhalb weniger Minuten „erfolgreich“ abgeschlossen ist. Es muss bezweifelt werden, dass das Sicherungspersonal eines Atomkraftwerks in der Lage ist, einen gut vorbereiteten Anschlag zu verhindern. Mitglieder des Sicherungspersonals könnten zudem als Innentäter involviert sein. Denkbar ist beispielsweise, dass diese Waffen bzw. Sprengmittel in Gebäude schmuggeln oder beim Einschmuggeln helfen.

In der Nachrüstliste ist eine Optimierung der Sicherungsmaßnahmen (hinsichtlich eines Innentäterschutzes) und der Detektionseinrichtungen gefordert (II 1, II 2). Diese kann die Gefährdung durch einen Sprengstoffanschlag unter Beteiligung von Innentätern verringern. Gefordert ist zudem die Realisierung von administrativen und technischen Einzelmaßnahmen zur Verbesserung der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Objektsicherung (II 4).

Denkbar wäre, dass mehrere Drohnen den Sprengstoff „anliefern“. Abschätzungen zeigen, dass für informierte Innentäter weniger als 10 kg Sprengstoff ausreichen, um einen Kernschmelzunfall auszulösen. Diese Menge kann mit einigen Drohnen problemlos angeliefert werden, da sowohl ihre Nutzlast ausreichend ist als auch offenbar das ungestörte Überfliegen von Atomanlagen möglich ist.

9.6 Bedrohung durch Cyberattacken

In der letzten Zeit sind Fälle bekannt geworden, in denen von außen Computerviren auch in industrielle und sogar in Computersysteme von Atomanlagen eingebracht wurden. Der bekannteste Virus ist der Stuxnet Virus. Durch gezielte Programmänderungen ist es grundsätzlich möglich, die Steuerung und Regeleinrichtungen so zu verändern, dass die ausreichende Kühlung des Reaktorkerns verhindert wird. [MAJER 2013]

Um Atomkraftwerke gegen terroristische Angriffe zu sichern, fordern EU-Experten einen umfassenden Schutz gegen Cyberattacken. Die für die Sicherheit der AKW entscheidenden Rechner sollten „räumlich von jedem anderen Computernetzwerk getrennt“ sein. Die Computersysteme sollten so angelegt sein, dass ein Teilausfall durch die anderen Teile kompensiert werde. Gewartet werden dürften die Systeme nur von „gründlich sicherheitsüberprüftem Personal“ [RP 2012].

Im September 2015 bestätigte eine Studie des Think Tanks Chatham House (London) die Gefährdung der Atomkraftwerke durch **Cyberattacken**, da der IT-Sicherheitsstandard der Anlagen meist Mängel aufweist.²⁰

Die gleichzeitige Betrachtung von Cyber- und nuklearer Sicherheit führt zu fundamental neuen Anforderungen. Cyber-Sicherheit ist relevant für die Leitetchnik, elektrische Systeme und Gebäudetechnologie, bzw. für alle Systeme, die automatische Funktionen oder digitale Geräte umfassen.²¹

In den USA wurde am 7. Dezember 2012 von der NRC ein entsprechender Plan zu Implementierung der Cybersicherheit mit acht Meilensteinen gestartet, in Finnland wurde die Richtlinie YVL A12 veröffentlicht. In Deutschland ist Ende 2013 eine Richtlinie für Cybersicherheit in Kraft getreten, die sogenannte SEWD Richtlinie IT. Diese ist allerdings nicht veröffentlicht, da sie geheim ist. Inwieweit die Anforderungen der Richtlinie noch Anwendung finden, und inwieweit dabei die verbleibende Restlaufzeit berücksichtigt wird, ist nicht bekannt.

9.7 Fazit

Seit 2002 ist bekannt, dass die Gefahr eines Kernschmelzunfalls in Folge eines Absturzes eines Verkehrsflugzeuges besteht. Schutzbauwerke wurden bisher aus wirtschaftlichen und bautechnischen Gründen nicht errichtet. Stattdessen soll eine Vernebelung des Reaktorgebäudes Schutz vor Angriffen aus der Luft gewährleisten. Allerdings mindert der militärische Nebel, der für ganz andere Bedrohungsszenarien entwickelt wurde, die Trefferwahrscheinlichkeit eines Verkehrsflugzeugs nur unwesentlich. Insofern wurde dieser nur an zwei Standorten installiert. Die anderen Atomkraftwerke bleiben vollkommen „ungeschützt.“ Es ist kaum zu erwarten, dass die neue GRS-Studie zu einem anderen Ergebnis kommen wird als die Untersuchung 2002, insbesondere da inzwischen größere Verkehrsflugzeuge einzubeziehen wären.

Ein als potenziell möglich zu erachtender Terrorangriff kann erhebliche Auswirkungen für die Bevölkerung haben. Neben dem Absturz eines Verkehrsflugzeugs sind auch andere Szenarien mit gravierenden Auswirkungen möglich. Die Bedrohungssituation erhöht sich nicht nur durch die weltpolitische Lage, sondern auch durch die Wahrnehmung bestehender Gefahren (Cyberattacken) oder durch die Verwendung neuer Hilfsmittel (wie Drohnen).

10 Schwere Unfälle

In allen deutschen Atomkraftwerken sind schwere Unfälle mit weitreichenden Folgen möglich. Diese Tatsache wird vom niemanden bestritten, jedoch wird meist auf die geringe Wahrscheinlichkeit der Unfälle hingewiesen.

²⁰ Chatham House Report : “Cyber Security at Civil Nuclear Facilities – Understanding the Risks”; Baylon, C.; Brunt, R. & Livingstone, D.; September 2015; <https://www.chathamhouse.org/publication/cyber-security-civil-nuclear-facilities-understanding-risks>

²¹ Karl Waedt (AREVA): Neuere Entwicklungen der nuklearen Sicherheit hinsichtlich Cybersicherheit. Jahrestagung Kerntechnik; Frankfurt/Main; 6. bis 8. Mai 2014

10.1 Unfallhäufigkeiten aus PSA

Die Unfallhäufigkeiten bzw. -wahrscheinlichkeiten werden in probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA)²² ermittelt. Zentrale Elemente einer PSA sind Ereignisablaufanalysen. Dazu werden für alle betrachteten Ereignisse, die einen Unfall auslösen können, Ereignisbäume erstellt. Diese sollen jede mögliche Folgeentwicklung nach dem auslösenden Ereignis erfassen. Sie bestehen aus zahlreichen, sich zunehmend verzweigenden, unterschiedlichen Pfaden, die jeweils einem möglichen Ablauf entsprechen. In sogenannten Fehlerbaumanalysen werden systematisch sämtliche (bekannte) Ausfallursachen erfasst und die Wahrscheinlichkeiten bewertet, die zu dem Ausfall führen können.

Die errechnete Häufigkeit (Erwartungswert) für Neckerwestheim-2 von sehr hohen und frühen Freisetzungen während eines Kernschmelzunfalls ist sehr niedrig und liegt bei $2,5 \times 10^{-7}$ pro Jahr [GRS 2001]. Aber die ermittelte Häufigkeit eines schweren Unfalles ist mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Nur ein Teil dieser Unsicherheiten kann zahlenmäßig erfasst werden. Vor allem aber wurden in der PSA nicht alle auslösenden Ereignisse erfasst. Der Beitrag von Erdbeben zur Unfallhäufigkeit wird nicht behandelt; die Beiträge anderer externer Einwirkungen wurden nur summarisch abgeschätzt. Für den Nichtleistungsbetrieb wurden weder übergreifende interne Ereignisse noch externe Ereignisse in die Untersuchung einbezogen, obwohl die GRS nicht ausschließt, dass solche Ereignisse einen erheblichen Risikobeitrag liefern [GRS 2001].

Hinzu kommen Unsicherheiten, die in der PSA nicht quantifiziert wurden oder generell nicht quantifizierbar sind, wie komplexes menschliches Fehlverhalten, alterungsbedingte Ausfälle, unerwartete Ereignisse (z. B. extreme Wetterereignisse), Terrorangriffe und Sabotageaktionen oder mangelhafte Sicherheitskultur [GP 2012]

Die berechnete Häufigkeit von Kernschmelzunfällen, sowie von Unfällen mit sehr hohen und frühzeitigen Freisetzungen, darf insofern lediglich als grober Risiko-Indikator verstanden werden, und nicht als belastbare Angabe für die tatsächliche Wahrscheinlichkeit derartiger Unfälle. Die tatsächliche Wahrscheinlichkeit ist prinzipiell nicht ermittelbar. Es muss aber angenommen werden, dass sie deutlich über dem in der PSA errechneten Erwartungswert liegt [GP 2012].

Anmerkung: Die Durchführung von PSA für Atomkraftwerke ist jedoch grundsätzlich sinnvoll, da derartige Analysen u.a. zu der Identifizierung von Schwachstellen beitragen [BFS 2005]. Die Anforderungen zur Durchführung der PSA entsprechen in Deutschland nicht den europäischen Anforderungen, die in den WENRA Referenzlevel niedergeschrieben wurden. Da nur noch für zwei der in Betrieb befindlichen Atomkraftwerke (Brokdorf und Gundremmingen C) probabilistische Sicherheitsanalysen im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung (nach § 19a AtG) durchzuführen sind, ist die geplante und erforderliche Überarbeitung des PSA-Leitfadens und der zugehörigen Fachbände zu PSA-Methoden und -Daten hinsichtlich möglicher externer Einwirkungen nicht mehr beabsichtigt.²³ Auf der Grundlage der ersten Erfahrungen mit der Umsetzung der Methoden

²² Auch als probabilistische Risikoanalyse, PRA, benannt

²³ Es ist lediglich vorgesehen, ergänzende Dokumente zu den Themenbereichen: „PSA der Stufe 2“, „PSA für den Nichtleistungsbetrieb“, „Berücksichtigung des Human Factor in der PSA“ und „PSA für Einwirkungen von außen“ zu erstellen.

zur Probabilistischen Sicherheitsanalyse und zusätzlicher theoretischer Überlegungen war eine Überarbeitung geplant. [BMU 2013a]

10.2 Statistische Wahrscheinlichkeit eines Atomunfalls

Die Wissenschaftler Wheatley, Sornette (ETH Zürich, Schweiz) und Sovacool (Universität Aarhus, Dänemark) haben die bisher umfassendste Liste von Unfällen in Atomanlagen zusammengestellt. Sie haben diese verwendet, um die Wahrscheinlichkeit für weitere Unfälle zu berechnen. Den Maßstab, den sie für die Bewertung jedes Unfalls verwenden, waren seine Gesamtkosten (in US \$). Sie definierten einen Unfall als ein unbeabsichtigtes Ereignis in einer Atomanlage, das entweder zu einem oder mehreren Todesfällen oder mindestens US \$ 50.000 Sachschaden geführt hat. Die resultierende Liste enthält 174 Unfälle zwischen 1946 und 2014.

Ihr Fazit: Es gibt eine 50-Prozent-Wahrscheinlichkeit, dass ein Ereignis von der Größe wie in Tschernobyl in den nächsten 27 Jahren und wie in Fukushima in den nächsten 50 Jahren eintritt.

Angesichts der möglichen Folgen müssen sich die breite Öffentlichkeit und Politiker der Frage stellen, ob es sich lohnt, dieses Risiko einzugehen, schlussfolgern die Wissenschaftler.²⁴

10.3 Fazit Unfallrisiko

Ein schwerer Unfall mit massiven radioaktiven Freisetzungen ist in jedem deutschen Atomkraftwerk möglich. Dies wird von niemanden bestritten, jedoch wird meist auf die geringe Wahrscheinlichkeit hingewiesen. Die Wahrscheinlichkeit für einen derartigen Unfall ist jedoch prinzipiell nicht ermittelbar.

Um das Risiko eines schweren Unfalls zu bewerten, ist auch das erwartete Schadensausmaß relevant. Aufgrund der Bevölkerungsdichte in Deutschland sind der zu erwartende Schaden für die Bevölkerung und somit auch das Risiko eines Atomunfalls besonders hoch. Das gilt insbesondere, da keine entsprechende Katastrophenschutzplanung vorhanden ist.

11 Fehlender Katastrophenschutz

11.1 Neue Planungsgebiete für den Fall eines schweren Unfalls

In den ersten Tagen nach dem Fukushima Unfall wurden große Gebiete bis zu einer Entfernung von 20 km evakuiert, später wurden die Bewohner weiterer Gebiete aufgefordert, diese zu verlassen. Das Gebiet, aus welchem in Japan Personen evakuiert werden mussten, war erheblich größer als es die bisherigen Planungen in Deutschland vorsehen.

Die Planungsgebiete in Deutschland sind in den „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ [BMU 2008] festgelegt. Der Katastrophenschutz ist nach Artikel 70 des Grundgesetzes Aufgabe der Länder. Mit den Rahmenempfehlungen soll erreicht werden, dass im Bundesgebiet nach gleichen Grundsätzen verfahren wird.

²⁴ MIT Technology Review: “The Chances of Another Chernobyl Before 2050?” 17. April 2015; www.technologyreview.com/view/536886/the-chances-of-another-chernobyl-before-2050-50-say-safety-specialists/

Die Strahlenschutzkommission (SSK) veröffentlichte im Februar 2014 eine Empfehlung für geänderte Planungsgebiete, die als Grundlage für die erforderliche Überarbeitung der Rahmenempfehlung dienen soll.²⁵ Von der SSK werden folgende geänderten **Planungsgebiete** empfohlen [SSK 2014]:

- Die **Zentralzone** umschließt kreisförmig bis zu einer Entfernung von etwa 5 km die Atomkraftwerke. Die Maßnahmen sollen so vorbereitet werden, dass sie möglichst vor dem Beginn einer unfallbedingten Freisetzung durchgeführt werden können. Innerhalb von etwa 6 Stunden nach der Alarmierung der zuständigen Behörden sollen die Evakuierung der gesamten Bevölkerung und die Verteilung der Jodtabletten²⁶ abgeschlossen werden können. *Aktuell hat die Zentralzone einen Radius von nur 2 km.*
- Die **Mittelzone** umschließt die Zentralzone; der äußere Abstand von der Anlage beträgt etwa 20 km. Die Evakuierung ist so zu planen, dass sie innerhalb von 24 Stunden nach der Alarmierung der zuständigen Behörden abgeschlossen werden kann. Die Verteilung der Jodtabletten⁴ soll innerhalb von 12 Stunden erfolgen können. *Aktuell hat die Mittelzone einen Radius von nur 10 km.*
- Die **Außenzone** umschließt die Mittelzone; die äußere Begrenzung liegt etwa 100 km von der Anlage entfernt. Neben den Messprogrammen zur Ermittlung der radiologischen Lage sind die Maßnahme Aufenthalt in Gebäuden und die Verteilung von Jodtabletten⁴ vorzusehen sowie die Warnung der Bevölkerung vor dem Verzehr frisch geernteter Lebensmittel vorzubereiten. *Aktuell hat die Außenzone einen Radius von nur 25 km.*
- Für das gesamte **Gebiet der Bundesrepublik Deutschland** soll die Durchführung von Maßnahmen entsprechend dem Strahlenschutzvorsorgegesetz (StrVG) erfolgen, insbesondere die Durchführung von Messprogrammen zur Ermittlung der radiologischen Lage und die Versorgung von Kindern, Jugendlichen unter 18 Jahren und Schwangeren mit Jodtabletten. *Aktuell sind die entsprechenden Maßnahmen für die sogenannte Fernzone (bis 100 km) vorgesehen.*

In der Zentralzone sollen Maßnahmen unabhängig von der Ausbreitungsrichtung, in den anderen Zonen in Abhängigkeit von der Ausbreitungsrichtung (orientiert an Sektoren²⁷) durchgeführt werden.

Grundlagen zur Festlegung der Planungsgebiete

Die Risikostudien und Unfallanalysen für deutsche Atomkraftwerke behandeln zwar auch Unfälle, die der INES-Stufe 7 entsprechen, wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit werden ihre Folgen allerdings **bisher nicht** als Grundlage für die Katastrophenschutzplanung herangezogen. Die radiologischen Folgen des Unfallgeschehens in Japan sind mit den Ergebnissen von Analysen potenzieller schwerer Unfallabläufe in deutschen Kernkraftwerken vergleichbar.

Referenzunfall

²⁵ Eine von der SSK eingesetzte Arbeitsgruppe wurde durch das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) sowie die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) unterstützt und stimmte sich eng mit der länderoffenen Arbeitsgruppe „Fukushima“ der Ständigen Konferenz der Innenminister und -senatoren der Länder (IMK) ab.

²⁶ für die Personen, für die eine Jodblockade vorzusehen ist, d.h. für Personen bis 45 Jahre

²⁷ Die bisherige Sektoreneinteilung (12 Sektoren zu je 30 Grad) kann laut SSK beibehalten werden.

Nach Auffassung der SSK sollte sich künftig das für die Notfallplanung zugrundeliegende Unfallspektrum stärker an den potenziellen Auswirkungen als an der berechneten Eintrittswahrscheinlichkeit von Unfällen orientieren. Daher sollten zukünftig auch Unfälle der INES-Stufe-7 in die Festlegung von Planungsgebieten aufgenommen werden.

Als Referenzunfall wird ein Kernschmelzunfall bei einem unbedeckten Dampferzeuger-Heizrohrleck verwendet, der in den PSA-Studie der Stufe 2 für Neckarwestheim 2 (GKN II) von der GRS ermittelt wurde. Die errechnete Häufigkeit für dieses Unfallszenario beträgt $2,1 \text{ E-7/a}$. Die Hauptfreisetzung würde ca. 21 Stunden nach der Abschaltung des Reaktors beginnen. Die Freisetzungsmenge ist für Jod-131: $3\text{E}17 \text{ Bq}$ und für Cäsium-137: $3\text{E}16 \text{ Bq}$. (Löffler 2010) Das sind rund 10 % des Kerninventars dieser beiden Nuklide. Der ausgewählte Referenzquellterm soll laut SSK für alle Anlagen in Deutschland für die Planung verwendet werden.

Da in den beiden Reaktoren Gundremmingen B und C (Siedewasserreaktoren der Baulinie 72) die Freisetzung deutlich eher stattfindet als für die Druckwasserreaktoren zu erwarten ist, wurde die Vorfreisetzungsphase auf 6 Stunden für den Katastrophenschutz festgelegt.

Bewertung Referenzunfall: Anzumerken ist, dass für den Fall eines Terroranschlags (z.B. gezielter Flugzeugabsturz) Freisetzungen von mindestens 50% des Jod und Cäsium als möglich angesehen werden müssen. Von der SSK wird aber auch empfohlen, einen Freisetzungszeitpunkt anzunehmen, der vom Referenzunfall abweicht, da in den Siedewasserreaktoren Gundremmingen B und C die Freisetzungen deutlich früher zu erwarten sind. Diese Empfehlung ist zu begrüßen. Anzumerken ist, dass im Falle eines Terroranschlags (z. B. gezielter Flugzeugabsturz) auch für Druckwasserreaktoren eine Freisetzung nach wenigen Stunden möglich ist.

Ausbreitungsrechnung

Unter Zugrundelegung des Referenzquellterms wurden zur Dimensionierung der Planungsgebiete **Ausbreitungsrechnungen** durchgeführt. Ziel der Rechnungen war es die Entfernungen zu ermitteln, bis zu denen Schutzmaßnahmen durchgeführt werden müssten. Die Rechnungen wurden mit dem Entscheidungshilfesystem RODOS (Real-time Online Decision Support System)²⁸ durchgeführt. Als meteorologische Datenbasis werden die Daten aus dem COSMO-EM System²⁹ des Deutschen Wetterdienstes (DWD) verwendet.³⁰ Für die Rechnungen wurden drei repräsentative AKW-Standorte (Unterweser, Grohnde und Philippsburg) ausgewählt.

Bewertung Ausbreitungsrechnung: Die drei Standorte sind repräsentativ für hohe (Unterweser), mittlere (Grohnde) und geringe (Philippsburg) Windstärken, da die zu erwartenden Strahlenbelastungen in der Umgebung der Anlage abhängig von den auftretenden Windgeschwindigkeiten sind: Je niedriger die Windstärke, desto mehr radioaktive Stoffe lagern sich ab oder werden eingeatmet und desto höher ist demzufolge die zu erwartende Strahlendosis. Der

²⁸ RODOS wird seit 2003 operational im BfS betrieben, es stellt zusammen mit dem integrierten Mess- und Informationssystem (IMIS) und länderspezifischen Systemen die Basis für die Entscheidungshilfe bei nuklearen Stör- oder Unfällen in Deutschland dar.

²⁹ Consortium for small scale modelling – Europa Modell

³⁰ Diese Datenfelder werden routinemäßig täglich vom DWD für das BfS bereitgestellt.

Mittelwert der drei Standorte ist demnach nicht für alle Standorte konservativ. Das gilt insbesondere da am Standort mit der höchsten Windgeschwindigkeit bzw. den niedrigsten Strahlendosen (Unterweser) kein Atomkraftwerk mehr in Betrieb ist. So wird der Mittelwert künstlich heruntergerechnet.

Festlegung der Planungsgebiete

Laut SSK kann es bei einem Unfall der INES-Stufe 7 in der Umgebung von Atomkraftwerken ohne Schutzmaßnahmen zu schwerwiegenden deterministischen Effekten kommen. Daher ist es notwendig, in diesem Bereich Schutzmaßnahmen vorzubereiten, die mit höchster Priorität sehr schnell und vor allem möglichst vor dem Beginn der unfallbedingten Freisetzung durchgeführt werden können.

Die SSK dazu: *„Wählt man Gebiete für eine schnelle Evakuierung sehr groß, dann könnte die gleichzeitige Evakuierung einer großen Personenanzahl die Evakuierung der am stärksten gefährdeten Personen im Nahbereich der Anlage so behindern, dass die radiologischen Schutzziele nicht erreicht werden könnten. Bei der Ermittlung des Planungsgebietes höchste Priorität standen daher zwei Aspekte im Vordergrund: die Vermeidung schwerwiegender deterministischer Effekte und die Gewährleistung einer prioritären und damit optimierten Umsetzung von Schutzmaßnahmen.“* (SSK 2014)

Neben den Schwellenwerten für schwerwiegende deterministische Effekte hat die SSK zur Ermittlung des Planungsgebietes höchste Priorität ein weiteres Kriterium eingeführt, dessen Wert auf 1000 mSv effektive Dosis festgelegt wurde.

Bei diesem Kriterium handelt es sich ähnlich wie bei den Schwellenwerten für das Auftreten schwerwiegender deterministischer Effekte ausschließlich um eine Planungsgröße, die als Hilfsmittel dazu dient, das Gebiet zu ermitteln, in dem unverzüglich unabhängig von der herrschenden Wetterlage evakuiert werden muss. In einem tatsächlichen Notfall werden die Entscheidungen über Schutzmaßnahmen auf der Basis der Eingreifrichtwerte getroffen.

Für die Bestimmung der Entfernung, bis zu der eine bestimmte Maßnahme geplant werden soll, wird die kumulative Häufigkeit verwendet. Die **kumulative Häufigkeit** gibt den Anteil der gerechneten Wettersituationen an, bei denen die Gebiete, in denen der jeweilige Wert überschritten wird, innerhalb der angegebenen Entfernung liegen. Die SSK legt das 80. Perzentil für die kumulative Häufigkeit für die maximale Entfernung einer bestimmten Maßnahme fest.

Die SSK begründete die Wahl dieses relativ niedrigen Perzentils, üblich ist die Anwendung des 95. Perzentils, mit der geringen Eintrittshäufigkeit des Unfalls, auf dem der Referenzquellterm basiert sowie den konservativen Annahmen bei der Ermittlung der Strahlendosis.

Zusätzlich sei zwischen dem prioritären Schutz der potenziell am stärksten betroffenen Gebiete und der Größe der Evakuierungsgebiete abzuwägen. Die SSK dazu: *„Die Ausrichtung der Planungsgebiete auf extrem unwahrscheinliche Szenarien der radiologischen Konsequenzen würde in diesem Sinne die Schutzmöglichkeiten potenziell stark betroffener Gebiete in der näheren Umgebung reduzieren und wäre daher nicht zielführend.“*

Die durchgeführten Berechnungen und Bewertungen führten laut SSK zu folgenden Ergebnissen:

- **Schwerwiegende deterministische Effekte können mit hoher Sicherheit vermieden werden**, wenn ein Gebiet um die kerntechnische Anlage, dessen äußere Grenze etwa 5 km von der Anlage entfernt liegt, zügig evakuiert werden kann. Das Gebiet höchster Priorität, das mit Hilfe des 1000 mSv-Kriteriums bestimmt wurde, reicht bis zu einer Entfernung von **ca. 5 km** von der Anlage.
- Bis zu einer Entfernung von **ca. 20 km** von der Anlage muss mit dem Überschreiten der Eingreifrichtwerte für die Maßnahmen „Evakuierung“, „Einnahme von Jodtabletten“ und „Aufenthalt in Gebäuden“ gerechnet werden.
- Bis zu einer Entfernung von **100 km** können die Eingreifrichtwerte für die „Einnahme von Jodtabletten“ und für „Aufenthalt in Gebäuden“ erreicht werden. Außerdem sind für diesen Bereich Messprogramme vorzubereiten, damit die radiologische Lage zügig ermittelt werden kann, und ggf. weitere Evakuierung von Gebieten in mehr als 20 km Entfernung ergriffen werden können.
- Die Durchführung der Jodblockade kann für Kinder und Jugendliche bis 18 sowie Schwangere in größeren Entfernungen (> 100 km) von der Anlage in Ausbreitungsrichtung notwendig werden. Mit den vorliegenden Berechnungen konnte nachgewiesen werden, dass Überschreitungen in Entfernungen bis zu 200 km möglich wären. Entfernungen über 200 km wurden nicht untersucht. Mit einem Radius von 200 km um die deutschen und grenznahen Anlagen wäre fast das **gesamte deutsche Staatsgebiet** abgedeckt. Es ist daher sinnvoll, im gesamten Gebiet der Bundesrepublik Deutschland entsprechende Vorbereitungen zu treffen.

Bewertung der Festlegung der Planungsgebiete

Eine Ausweitung der Planungszonen bei der geplanten Überarbeitung der Rahmenempfehlungen, die auf der Berücksichtigung von möglichen schweren Reaktorunfällen beruht, ist zu begrüßen. Ebenfalls begrüßenswert ist die Empfehlung von Zeiträumen, bis wann die Schutzmaßnahmen (Evakuierung und die Verteilung der Jodtabletten) durchgeführt werden sollen. In den zurzeit gültigen Rahmenempfehlungen fehlen derartige Angaben.

Es ist aber zu kritisieren, dass die SSK das 80. Perzentil für die kumulative Häufigkeit für die maximale Entfernung einer bestimmten Maßnahme festlegt. Das bedeutet, dass für 20% der betrachteten Wettersituationen die jeweiligen Strahlendosen in der festgelegten Entfernung überschritten werden.

Die SSK empfiehlt zwar einerseits – berechtigterweise – schwere Unfälle unabhängig von ihrer Wahrscheinlichkeit für die Katastrophenschutzplanung zu verwenden, nimmt jedoch schlussendlich Kredit von der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit schwerer Unfälle: Die SSK weist zutreffend darauf hin, dass es bei einem schweren Unfall in der Umgebung von Atomkraftwerken ohne Schutzmaßnahmen zu schwerwiegenden deterministischen Effekten kommen kann. Daher ist es – auch aus Sicht der SSK – notwendig, in diesem Bereich Schutzmaßnahmen vorzubereiten, die mit höchster Priorität sehr schnell und vor allem möglichst vor dem Beginn der unfallbedingten Freisetzung durchgeführt werden können.

Die SSK erklärt, dass schwerwiegende deterministische Effekte mit hoher Sicherheit vermieden werden können, wenn ein Gebiet um die kerntechnische Anlage, dessen äußere Grenze etwa 5 km von der Anlage entfernt liegt, zügig evakuiert werden kann. Allerdings versteht die SSK mit „der hohen Sicherheit“ nur 80% der Fälle, und nicht wie üblich 95%.

Es wird von der SSK betont, dass es wichtig ist, die Wirksamkeit der Maßnahmen sicher zu stellen, weshalb die Größe des Evakuierungsgebietes nicht zu groß gewählt werden sollte. Diese Begründung trifft für die Evakuierung in der unmittelbaren Nähe durchaus zu. Auch die IAEA (2013) empfiehlt, dass der Radius der inneren Planungszone – das Gebiet, in dem nach einem Unfall vor der Freisetzung evakuiert werden sollte – eine Entfernung von 5 km von der Anlage nicht überschreiten soll. Die Bevölkerung hat aber ein Recht darauf zu erfahren, dass die Dimensionierung der Planungszone ein Abwägungsprozess ist. So sollte dargelegt werden, welche hohen Strahlendosen auch außerhalb des 5 km Radius auftreten können. Insbesondere sollte bekannt werden, bis in welche Entfernung deterministische Strahlenschäden möglich sind.

Eine Gegenüberstellung der Ergebnisse der Ausbreitungsrechnung und der neuen Planungsgebieten zeigt Abstriche beim Schutz der Bevölkerung:

- Die **Maßnahme „Evakuierung“** wird in der **Zentralzone** mit einem etwa 5 km großen Radius zur Verhinderung hoher Strahlendosen empfohlen. Eine effektive Dosis von 1000 mSv für Kinder wird für Philippsburg bei Berücksichtigung des 80. Perzentils bis 7 km überschritten; bei Berücksichtigung des 95. Perzentils bis 12 km. Für Grohnde liegt zwar das 80. Perzentil bei 5 km, das 95. Perzentil aber bei 9 km. Auch das Kriterium „deterministische Schäden vermeiden“ wird nicht eingehalten. Die effektive Dosis für den Fetus (2.-7. Woche) ist selbst bei Betrachtung des 80. Perzentils bis in eine Entfernung von 7 km höher als 100 mSv, bei Betrachtung des 95. Perzentils bis in eine Entfernung von etwa 10 km.
- Die Planung der Maßnahme **„Evakuierung“** aufgrund der Überschreitung des Eingreifrichtwerts für eine Evakuierung (100 mSv) wird bis 20 km (Mittelzone) empfohlen. Bei Betrachtung des 80. Perzentils ist eine Evakuierung für Philippsburg bis in eine Entfernung von 28 km erforderlich und für Grohnde bis in eine Entfernung von 20 km. Bei Betrachtung des 95. Perzentils ist für alle drei Standorte eine Evakuierung bis in etwa 35 km erforderlich.

Nach IAEA (2013) sollen die Planungsgebiete, für die Evakuierungen zur Begrenzung stochastischer Effekte geplant werden müssen, ihre äußere Abgrenzung im Bereich zwischen 15 km und 30 km von der Anlage haben. Laut SSK (2014) entspricht dieses Gebiet der Mittelzone, die eine äußere Abmessung von 20 km hat. Damit liegt die von der SSK empfohlene Zone im unteren Bereich der IAEA Empfehlung.

Auch in größeren Entfernungen als ca. 20 km von der Anlage ist mit dem Überschreiten der Eingreifrichtwerte für die Maßnahmen „Evakuierung“ zu rechnen, dennoch wird von der SSK empfohlen, diese Maßnahme nur bis in 20 km Entfernung vorzuplanen. Der Erfolg der Schutzmaßnahmen im Falle eines tatsächlichen Unfalls hängt aber entscheidend davon ab, ob diese vorher entsprechend vorgeplant sind. Daher würde eine Mittelzone mit einem Radius von 30 km dem Schutz der Bevölkerung besser entsprechen.

Vielfach wird darauf hingewiesen, dass in Japan mehr als 60 Personen infolge der Evakuierung starben, die Strahlendosen der Evakuierten aber im Mittel unter 10 mSv lagen und daraus gefolgert, dass der Grundsatz der Rechtfertigung („Jede Schutzmaßnahme muss mehr nutzen als schaden.“) nicht beachtet wurde. Zu beachten ist aber, dass diese Argumentation verkürzt ist. Es wäre fatal aus den Erfahrungen in Fukushima abzuleiten, dass schwangere Frauen und Kinder nicht ausreichend vor den Strahlenbelastungen geschützt werden sollten. Es ist daraus vielmehr abzuleiten, dass die Evakuierungen sorgfältiger geplant und durchgeführt werden sollten. Eine mögliche Konsequenz wäre auch, den Betrieb der Atomkraftwerke einzustellen, da die erforderliche Evakuierung der Bevölkerung nicht möglich ist.

11.1 Stand der Umsetzung

Auf ihrer 200. Sitzung (11./12.12.2014, Köln) hat die Ständige Konferenz der Innenminister und -senatoren der Länder (IMK) die Folgerungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen aus den Ergebnissen in Fukushima abschließend beraten. Die Planungsgebiete laut SSK-Empfehlung sollten nun Grundlage für die Katastrophenschutzplanung sein.³¹

Die Behörden, auch das ist eine Erkenntnis nach Fukushima, waren somit all die Jahre auf die Folgen eines schwerwiegenden Reaktorunfalls nicht vorbereitet. Nach den Empfehlungen der Strahlenschutzkommission SSK vom Februar 2014 muss das nun in ganz Deutschland nachgeholt werden. Die Zahl der von einer Evakuierung betroffenen Menschen steigt deutlich. Binnen eines Tages müssten etwa am Standort Philippsburg fast eine halbe Million Menschen (477.000 Menschen) innerhalb eines 20-Kilometer-Radius evakuiert werden.

Laut einer Anfrage begrüßt das Innenministerium in Baden-Württemberg, dass mit den Empfehlungen der SSK in Deutschland erstmals nach dem Reaktorunfall in Fukushima wissenschaftlich fundierte und abgestimmte Schlussfolgerungen für den Katastrophenschutz gezogen worden sind. Nun müssen die zuständigen Katastrophenschutzbehörden ihre Katastropheneinsatzpläne anpassen. Im Vorgriff auf eine verbindliche Einführung der SSK-Empfehlung zu den „Planungsgebieten für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernkraftwerken“ hat das Innenministerium die für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen zuständigen Regierungspräsidien bereits am 17. März 2014 zu einer ersten Besprechung eingeladen. In Abstimmung mit dem Innenministerium erarbeiten die Regierungspräsidien derzeit einen ersten Zeit- und Handlungsplan, der die detaillierte Festlegung der Planungsgebiete mit belastbaren Zahlen und Daten ermöglicht und eine zeitnahe Umsetzung nach Inkrafttreten der neuen SSK-Empfehlungen sicherstellt.³² Tatsächlich aber laufen in den Regierungspräsidien erst die Vorbereitungen für die komplexe Katastrophenschutzplanung: das heißt Grundlagenarbeit. Es werden Daten gesammelt über Einwohner, Sondereinrichtungen,

³¹ Sammlung der zur Veröffentlichung freigegebenen Beschlüsse der 200. Sitzung der Ständigen Konferenz der Innenminister und -senatoren der Länder am 11./12.12.14 in Köln, http://www.innenministerkonferenz.de/IMK/DE/termine/to-beschluesse/14-12-11_12/beschluesse.pdf?__blob=publicationFile&v=4

³² Landtag von Baden-Württemberg; Antrag der Abg. U. Lusche u. a. CDU und Stellungnahme des Innenministeriums Empfehlung der Strahlenschutzkommission zu Planungsgebieten für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernkraftwerken; 15. Wahlperiode, Drucksache 15/5014; 02.04.2014

Rettungsdienste, Viehbestände, Sammelstellen, Bus- und Transportkapazitäten, mögliche Fluchtwege und Verkehrslenkung, die Aufnahmegemeinden werden bestimmt, ebenso die Aufnahmekapazitäten für Altenheime und Krankenhäuser – in der 20-Kilometer-Zone um das AKW Neckarwestheim sind das 17 Kliniken mit jeweils rund 100 Betten.³³

Im Juni 2015 haben die Landkreise Grafschaft Bentheim und Emsland das niedersächsische Innenministerium darauf hingewiesen, dass die Rahmenempfehlungen für Notfallpläne im Umfeld des Kernkraftwerks Lingen entsprechend den Empfehlungen der Strahlenschutzkommission neu formuliert werden müssen. Die Novellierung des niedersächsischen Katastrophenschutzgesetzes soll in diesem Jahr erfolgen und die Neuregelung 2017 in Kraft treten.³⁴

11.2 Durchführung der Katastrophenschutzmaßnahmen

Die Pläne für Katastrophenschutzmaßnahmen anzuwenden, ist eine besondere Herausforderung.

Ebenfalls im Februar 2014 verfasste die Schutzkommission beim Bundesministerium des Inneren eine Stellungnahme zur Umsetzung der Erfahrungen aus Fukushima für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen in Deutschland.³⁵ (SCHUTZKOMMISSION 2014)

Die Schutzkommission erklärte, dass die Beobachtung verschiedener Übungen zu kerntechnischen Unfällen gezeigt habe, dass die Umsetzung insbesondere auf Ebene der Kreise und Städte stark verbesserungsbedürftig ist. Die Schutzkommission hält daher nicht nur basierend auf den Ereignissen in Fukushima, sondern auch auf den Übungserfahrungen in Deutschland unter anderem folgende Ergänzungen im anlagenexternen Notfallschutz für notwendig:

- Sicherstellung einer unverzüglichen Alarmweiterleitung an alle zuständigen Stellen. Auf Grund der knappen Ressourcen sollte dabei die Zusammenarbeit zwischen Bund und Ländern verbessert werden.
- Einrichtung von länderübergreifenden radiologischen Lagezentren, in denen mit einem geeigneten Werkzeug alle relevanten Prognose- und Messdaten zusammengeführt und einheitlich bewertet werden können. Das bisher verwendete Programm RODOS ist hierfür nicht geeignet, da eine direkte Einbeziehung der vorliegenden Messwerte über die radiologische Lage nicht möglich ist.
- Verbesserung der medizinischen Versorgungsmöglichkeiten Betroffener, besonders in Notfallstationen.
- Vorbereitung von Maßnahmen, die bei großräumigen und lang andauernden Evakuierungsmaßnahmen notwendig werden; z.B. sind auch Aufnahmemöglichkeiten für Evakuierte festzulegen.

³³Stuttgarter Zeitung: Notfallschutzmaßnahmen müssen angepasst werden: Die Evakuierung muss neu geregelt werden; Andrea Koch-Widmann, 30.08.2014; <http://www.stuttgarter-zeitung.de/inhalt.notfallschutzmassnahmen-muessen-angepasst-werden-die-evakuierung-muss-neu-geregelt-werden.89f5663f-b9a3-4960-96d4-adec07ae102b.html>

³⁴ Kernkraftwerk: Notfallpläne müssen warten, Von Irene Schmidt, 12.02.2016, <http://www.gn-online.de/Nachrichten/Kernkraftwerk-Notfallplaene-muessen-warten-141349.html>

³⁵ Die Schutzkommission berät die Bundesregierung ehrenamtlich in wissenschaftlichen und wissenschaftlich-technischen Fragen des Schutzes der Zivilbevölkerung.

- Vorbereitung einer raschen Ausgabe von Jodtabletten durch entsprechende Planung.

Die Behörden von Bund und Ländern hatten am 17. September 2013 das Agieren nach einem schweren Unfall geprobt – und dabei gründlich versagt. Das belegen Recherchen der „taz“. Testobjekt der Beamten für die Koordination eines Ernstfalls war das Atomkraftwerk Emsland. Erst fünf Stunden nach dem Austritt von Radioaktivität in Lingen warnten die Behörden in dem Probedurchlauf die Menschen. Zu diesem Zeitpunkt war die fiktive nukleare Wolke in der Übung längst über Großstädte wie Osnabrück oder Bielefeld in Richtung Bayern hinweg gezogen. Die Menschen wären der Strahlung schutzlos ausgeliefert gewesen.

Sicht der AKW-Betreiber

Von Seiten der AKW-Betreiber gibt es Widerstand gegen die Ausweitung der Planungsgebiete laut SSK-Empfehlung, obwohl diese, wie oben gezeigt, im Sinne eines ausreichenden Bevölkerungsschutzes nicht weitreichend genug sind.

In einem Beitrag in der Nuklearfachzeitschrift *atw* fordert Pauly (E.ON), dass keine Neufestlegung von Planungsradien für den Notfallschutz auf Basis der SSK-Empfehlung erfolgen sollte. [PAULY 2014]

Er vertritt die Auffassung, dass sich die Ausrichtung des Katastrophenschutzes nicht an der geänderten Risikowahrnehmung seit Fukushima orientieren sollte. Seiner Meinung nach sind Ereignisse mit großen Freisetzungen wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit aus guten Gründen bisher nicht als Grundlage für Katastrophenschutzmaßnahmen herangezogen worden. Aus seiner Sicht lässt die Herangehensweise der SSK-Empfehlung die praktische Relevanz der betrachteten Fälle vollständig außer Acht, verletzt den Verhältnismäßigkeitsgrundsatz für Vorsorgemaßnahmen und führt letztlich zu einem unausgewogenen Ressourceneinsatz.

Pauly erklärt, die Abkehr von der Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeiten sei insbesondere vor dem Hintergrund des spezifischen Sicherheitsniveaus der deutschen Anlagen nicht gerechtfertigt. Im spezifischen Sicherheitsniveau liegt der grundsätzliche Unterschied zu den von dem Unfall betroffenen Anlagen in Japan.

Pauly weist auch darauf hin, dass mit der vorliegenden SSK-Empfehlung der Sichtweise des Regelgebers widersprochen wird. Denn im neuen Regelwerk (Nummer 2.5 (1)) ist unter anderem gefordert: Es sind „Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage, die räumlich umfangreiche und zeitlich langandauernde Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes erfordern (große Freisetzung) auszuschließen oder die radiologischen Auswirkungen soweit zu begrenzen, dass Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes nur in räumlich und zeitlich begrenztem Umfang erforderlich werden.“

Umfangreiche Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes wären aber nicht nur im räumlich begrenzten Umfang erforderlich, wenn z.B. Zonen auf 100 km ausgedehnt werden oder die Vorhaltung von Jodtabletten für die gesamte Bundesrepublik gefordert wird. Pauly dazu: „Es bleibt daher abzuwarten, ob und wie dieser Widerspruch aufgelöst wird.“ Dieser Aussage ist zuzustimmen.

11.3 Fazit

Vor mehr als drei Jahren ereignete sich der katastrophale Unfall in Fukushima, der erneut verdeutlichte, dass eine Ausweitung der Katastrophenschutzpläne um die Atomkraftwerke in Deutschland erforderlich ist. **Obwohl seit Februar 2014 eine entsprechende Empfehlung der SSK vorliegt, ist ein Termin für die erforderliche Überarbeitung der Notfallschutzpläne nicht absehbar.** Das heißt, dass im Falle eines potenziell möglichen schweren Unfalls in einem deutschen oder einem grenznahen Atomkraftwerk katastrophale Folgen für die Bevölkerung drohen – obwohl diese zumindest teilweise durch Schutzmaßnahmen vermeidbar wären.

Insgesamt besteht dringender Handlungsbedarf – auch wenn das von den AKW- Betreibern anders gesehen wird.

Es ist allerdings zu beachten, dass die Empfehlungen der SSK im Sinne eines ausreichenden Bevölkerungsschutzes nicht umfassend genug sind. Die Vorplanungen für Evakuierungen als Schutz vor stochastischen Strahlenschäden sollen nur in Entfernungen von 20 km reichen, obwohl im Falle eines schweren Unfalls an vielen Standorten und unter einer Reihe von Wetterbedingungen Evakuierungen in größeren Entfernungen erforderlich sein werden. Eine Ausweitung der Vorplanungen ist daher dringend erforderlich.

Vor allem aber werden schwangere Frauen und Kinder nicht an jedem Standort und bei jeder Wetterlage durch Evakuierung vor hohen Strahlendosen und vor deterministischen Strahlenschäden geschützt, da eine vollständige Evakuierung in einem Gebiet mit einem Radius von mehr als 5 km als nicht durchführbar erachtet wird. Aufgrund dieser Tatsache ist ein vorzeitiges Ende der Laufzeiten der Atomkraftwerke zu erwägen.

Dieses ist auch deshalb zu erwägen, da die Schutzkommission beim Bundesministerium des Inneren in ihrer Stellungnahme ebenfalls aus Februar 2014 erhebliche Defizite beim Notfallschutz in Deutschland feststellt. Diese Bewertung beruht nicht nur auf der Umsetzung der Erfahrungen aus Fukushima, sondern auch auf den bisherigen Übungserfahrungen zum anlagenexternen Notfallschutz, obwohl nur der Einsatz bei Unfällen mit begrenzten Freisetzungen simuliert wurde.

12 Zwischenlagerung

Laut RL 2011/70/Euratom des Rates „über einen Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle“ sind die Mitglieder der Europäischen Union verpflichtet, nationale Programme für die Entsorgung ihrer abgebrannten Brennelemente und radioaktiven Abfälle zu erstellen. Diese Programme müssen alle Stufen der Entsorgung umfassen. Ziel ist die sichere und verantwortungsvolle Entsorgung zum Schutz von Arbeitskräften und Bevölkerung vor ionisierender Strahlung. Künftigen Generationen sollen keine unangemessenen Lasten aufgebürdet werden. Im Folgenden wird das Nationale Entsorgungsprogramm von Deutschland bezüglich der Zwischenlagerung abgebrannter BE und hochradioaktiver Abfälle diskutiert. [BMUB 2015c]

12.1 Menge an abgebrannten Brennelementen und hochradioaktiven Abfällen

Im Nationalen Entsorgungsprogramm (NaPro) wird davon ausgegangen, dass etwa 10.500 MgSM in Form abgebrannter Brennelemente aus dem Betrieb der **Leistungsreaktoren** anfallen werden, die in

Deutschland endgelagert werden müssen.³⁶ Der Bestand zum Stichtag 31.12.2013 betrug etwa 8.216 MgSM.

Die in Deutschland noch zu erwartende Menge an abgebrannten Brennelementen aus Leistungsreaktoren lässt sich aufgrund der durch das Atomgesetz festgelegten Laufzeiten bzw. Elektrizitätsmengen relativ gut prognostizieren.³⁷

Aus den **Versuchs-, Demonstrations- und Forschungsreaktoren** wird eine Abfallmenge im Bereich von 10 bis 12 MgSM erwartet. Laut NAPRO kann als Alternative zur Endlagerung abgebrannter Brennstoff aus Versuchs-, Demonstrations- und Forschungsreaktoren in ein Land, in dem Brennelemente für Forschungsreaktoren bereitgestellt oder hergestellt werden, verbracht werden. [BMUB 2015c]

Umstritten ist in der Fachdiskussion in Deutschland die Zuordnung der abgebrannten Brennelemente zu den oben genannten Kategorien. Dieses ist hinsichtlich eines möglichen Exports der abgebrannten Brennelemente relevant. Sieben der acht in Deutschland betriebenen Versuchs- und Demonstrationsreaktoren³⁸ werden bislang beim Bundesamt für Strahlenschutz³⁹ und der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) als Leistungsreaktoren geführt.⁴⁰ Derzeit wird erwogen, die abgebrannten Brennelemente aus dem AVR Jülich und dem THTR Hamm-Uentrop zur Wiederaufarbeitung und zum dauerhaften Verbleib in die USA zu exportieren.

Es sind in Deutschland momentan verschiedene Rechtsauffassungen zur Rechtmäßigkeit eines derartigen Exports vorhanden [siehe z.B. Wollenteit 2014].

In der AG 2 der Endlagerkommission wurde über ein umfassenderes Exportverbot diskutiert. Nach Meinung mehrerer AG-Mitglieder würde ein Export der Brennelementekugeln des AVR Jülich, selbst wenn er nicht gegen geltendes Recht verstieße, zumindest einen Verstoß gegen die Zielsetzung der Entsorgung auf nationalem Territorium darstellen, die in § 1 des StandAG festgeschrieben ist. [KOMMISSION 2015H]. Eine Entscheidung bzgl. eines Exportverbotes steht noch aus.

12.2 Lagerung der abgebrannten Brennelemente und hochradioaktiven Abfälle

Die aus den Reaktoren entladenen Brennelemente werden zunächst mehrere Jahre in den Lagerbecken innerhalb des Reaktorgebäudes aufbewahrt, bevor diese in Transport- und Lagerbehälter umgeladen werden.

An insgesamt zwölf AKW Standorten befinden sich Standortzwischenlager. Eine Ausnahme stellt das stillgelegte KKW Obrigheim dar, dessen abgebrannte Brennelemente in das SZL Neckarwestheim

³⁶ Die Gesamtmenge des bisher erzeugten abgebrannten Brennstoffs beträgt 14.886 MgSM. Davon wurden 6.670 MgSM zur Wiederaufarbeitung (Cogema, BNFL, UdSSR, Eurochemic, WAK), zur dauerhaften Lagerung (CLAB/Schweden) oder zur Weiterverwendung (Paks/Ungarn) abtransportiert.

³⁷ Es gibt zwar in Deutschland vereinzelt Forderungen nach einem erneuten Ausstieg aus dem Atomausstieg. Konkrete Bestrebungen für Laufzeitverlängerungen werden nicht unternommen. Das Gegenteil ist der Fall: Das KKW Grafenrheinfeld wird im Juni 2015 vor Ablauf der im AtG gesetzten Frist vom Netz genommen. Zudem werden einige Atomkraftwerke von AnwohnerInnen beklagt. Eine vorzeitige Beendigung ihres Leistungsbetriebs ist daher möglich.

³⁸ HDR (Großwetzheim), VAK (Kahl), KKN (Niederaichbach), KNK II, MZFR (Karlsruhe), Nuklearschiff Otto-Hahn, den AVR (Jülich), THTR-300 (Hamm)

³⁹ http://www.bfs.de/de/kerntechnik/Kernanlagen_Stilllegung.pdf

⁴⁰ <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=DE>

verlegt werden sollen. Ein entsprechender Antrag ist gestellt. Bis dahin befinden sich die Brennelemente im Nasslager am Standort Obrigheim. Das Konzept der Bundesrepublik Deutschland sieht vor, die abgebrannten Brennelemente an den Standorten der Atomkraftwerke zwischenzulagern, bis sie endlagergerecht konditioniert und endgelagert werden. So sollen Brennelementtransporte vermieden werden.

Die zentralen Zwischenlager in Ahaus (genehmigt 1997) und Gorleben (genehmigt 1995) sind für die Aufbewahrung der abgebrannten Brennelemente und die Abfälle aus der Wiederaufbereitung errichtet. Für die abgebrannten Brennelemente der stillgelegten KKW Greifswald und Rheinberg wurde 1999 ein zentrales Lager bei Rubenow (Zwischenlager Nord) in Betrieb genommen. (BMUB 2014b)

Das Forschungszentrum Jülich (FZJ) betreibt seit 1993 ein Zwischenlager für die Aufbewahrung der bestrahlten kugelförmigen Brennelemente des stillgelegten AVR-Versuchsreaktors. Diese lagern in 152 Transport- und Lagerbehältern des Typs CASTOR THTR/AVR.

In Deutschland werden im Wesentlichen **zwei Lagerhallenkonzepte** (STEAG- und WTI-Konzept) für die Auslegung der Lagerhallen verwendet. Ausnahmen bilden das Nasslager am Standort Obrigheim sowie das Standortzwischenlager Neckarwestheim, in welchen Behälter in zwei Tunnelröhren im Berg aufbewahrt werden.

Die Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente und der Abfälle aus der Wiederaufbereitung soll in Deutschland in Transport- und Lagerbehältern in Lagergebäuden erfolgen. Unter dem Gesichtspunkt potenzieller unfallbedingter Auswirkungen ist die trockene Zwischenlagerung gegenüber der Nasslagerung zu bevorzugen, da zum einen die Anfälligkeit für Störfälle geringer ist und zum anderen die Freisetzungsmengen radioaktiver Stoffe im Falle eines Unfalls geringer wären (da im allgemeinen nicht gleichzeitig eine große Menge Brennelemente vom Unfall betroffen ist.)

Tatsächlich wird aber zurzeit noch mehr als die Hälfte der abgebrannten Brennelemente (bezogen auf die Schwermetallmenge MgSM) nass gelagert (4.292 MgSM in den Reaktorbecken der jeweiligen Reaktoren, sowie im Nasslager in Obrigheim und im Reaktorkern in Brunsbüttel.) Eine Umlagerung der Brennelemente in Transport- und Lagerbehälter würde das Risiko eines schweren Unfalls verringern. Die mit der Nasslagerung verbundene Gefahr großer Freisetzungsquellterme nach Störfällen wird im Umweltbericht zum NaPro nicht thematisiert.

Bezüglich einer möglichen Auswirkung ist insbesondere eine Betrachtung des Inventars des Lagerbeckens im AKW Isar 1 relevant. Die Betreiberin der Anlage schließt eine vollständige Entladung des Lagerbeckens vor Mitte 2020 nicht aus. [Umweltbundesamt 2014g] Bei einer massiven äußeren Einwirkung auf das Reaktorgebäude des AKW Isar 1 ist nicht auszuschließen, dass die Kühlung des Brennelementelagerbeckens nicht mehr gewährleistet werden kann. Nach einem vollständigen oder teilweisen Trockenfallen der Brennelemente heizen sich diese auf und es kann zu Freisetzungen bis hin zu einer praktisch vollständigen Freisetzung des Cäsium-Inventars kommen. Das Inventar der noch im Nasslager befindlichen Brennelemente an Cäsium-137 beläuft sich auf eine Größenordnung von $1 \cdot 10^{18}$ Bq, also mehr als das 10fache der beim Reaktorunfall in Tschernobyl und etwa das 100fache der beim Reaktorunfall in Fukushima-Daiichi freigesetzten Aktivität dieses Radionuklids.

Die Bundesregierung ging noch im Jahr 2014 davon aus, dass in den acht in 2011 abgeschalteten AKW in den Jahren 2016 bzw. 2017 Brennstofffreiheit hergestellt werden kann. Unter anderem, weil es bezüglich der verkehrsrechtlichen Behälterzulassung des CASTOR® V/52 zu Verzögerungen kam, die mit der Vollständigkeit der Antragsunterlagen zusammenhingen. [DBT 2015] Weitere Verzögerungen traten wegen fehlender Konzepte zum Umgang beschädigter und/oder unvollständig abgebrannter Brennstäbe auf.

Die Entladung der 342 Brennelemente (100 MgSM) aus dem Nasslager in Obrigheim in Lagerbecken in Transport- und Lagerbehälter in das Standort-Zwischenlager Neckarwestheim könnte eine sicherheitstechnische Verbesserung sein. Ob die Errichtung eines eigenen, ausreichend gesicherten Standortzwischenlagers die risikoärmere Alternative zur Lagerung der abgebrannten Brennelemente wäre, ist in diesem Rahmen nicht zu bewerten.

12.3 Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Bis Juni 2005 wurden abgebrannte Brennelemente zur Wiederaufbereitung nach Frankreich oder Großbritannien transportiert. Mit dem deutschen Ausstiegsbeschluss und der Änderung des Atomgesetzes im Jahr 2002 wurde dies verboten und durch das Entsorgungsziel der direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente ersetzt. Das bei der Wiederaufbereitung abgetrennte Plutonium wird zur Herstellung von MOX-Brennelementen verwendet und vollständig in deutschen Reaktoren eingesetzt. Bis Ende 31.12.2013 wurden rund 94 % dieses Plutoniums wiederverwendet.

Die Rücklieferung der hoch radioaktiven verglasten Abfälle aus der **Wiederaufbereitung** in Frankreich wurde im November 2011 abgeschlossen.

Seit der Änderung des Atomgesetzes am 01.01.2014 dürfen Behälter mit verglasten Spaltproduktlösungen aus der Wiederaufbereitung nur in Standortzwischenlagern und damit nicht mehr im TBL Gorleben zwischengelagert werden. Im Juni 2013 hatten Bund und Länder vereinbart, dass Gorleben als Zwischenlager ausscheidet und mehrere Bundesländer die Behälter aufnehmen. Bundes- und Landesregierungen sowie die Betreiber der Standortzwischenlager haben sich nach langer Debatte im Juni 2015 auf die Standorte für die Zwischenlagerung der insgesamt 26 Behälter⁴¹ geeinigt. Fünf Behälter mit mittelradioaktivem Abfall aus dem französischen La Hague werden bereits 2017 zum Zwischenlager in Philippsburg (Baden-Württemberg) gebracht werden. Von den 21 Behältern mit hochradioaktivem Atommüll aus dem britischen Sellafield sollen je sieben bis 2020 in die Zwischenlager bei den Atomkraftwerken Isar (Bayern), Biblis (Hessen) und Brokdorf (Schleswig-Holstein) verteilt werden.⁴² Sie sollen dort bis zur Annahmefähigkeit eines Eingangslagers am Standort eines Endlagers zwischengelagert werden. Hierfür sind Behälter der Bauart CASTOR® HAW28M vorgesehen.

Im Umweltbericht wird erklärt, dass die Standortzwischenlager für die Aufnahme dieses Abfallstroms weder baulich erweitert noch hinsichtlich des zulässigen Aktivitätsinventars modifiziert werden sollen. Wenn das Primärdeckeldichtsystem dieser Behälter versagt, kann für den Lagerbetrieb die Wiederherstellung des Doppeldeckelsystems mit einem Fügedeckel erreicht werden. Vor einem

⁴¹ 21 Behälter mit verglasten hochradioaktiven Abfällen aus Sellafield sowie fünf Behälter mit verglasten mittelradioaktiven Abfällen aus La Hague

⁴² <http://www.zeit.de/wirtschaft/2015-06/atommuell-rueckfuehrung-zwischenlager-bayern>

Abtransport in ein Endlager muss jedoch ein zulassungskonformer Zustand hergestellt werden. Nach der verkehrsrechtlichen Zulassung des Behälters CASTOR®HAW28M kann dieser nur mit intaktem Primärdeckel als „Dichte Umschließung“ befördert werden. Um die Transportfähigkeit im Falle des Versagens des Primärdeckels wiederherzustellen, kann der Bau einer Heißen Zelle erforderlich werden, um darin eine Behälteröffnung durchzuführen und den Primärdeckel zu erneuern. Diese könnte im bestehenden Zwischenlager eingerichtet werden oder in einem separaten Gebäude, das ggf. hierfür errichtet werden müsste. Relativierend wird im Umweltbericht aber auch erklärt, dass aus Sicht der Entsorgungskommission (ESK) nur eine geringe Wahrscheinlichkeit besteht, dass während der Zwischenlagerzeit ein Versagensereignis hinsichtlich des Primärdeckelsystems eines Behälters CASTOR®HAW28M auftritt. Daher sei die Erfordernis zur Errichtung einer Heißen Zelle eher unwahrscheinlich. [Öko-Institut & GRS 2015a]

12.4 Fehlende Genehmigung für Zwischenlager Jülich

Seit dem 30. Juni 2013 ist für das Zwischenlager Jülich die am 17. Juni 1993 erteilte Genehmigung (nach § 6 AtG) zur Aufbewahrung der graphithaltigen AVR-Brennelemente nicht mehr gültig. Im Genehmigungsverfahren konnte das Forschungszentrum Jülich (FZJ) nicht nachweisen, dass die Voraussetzungen für die Erteilung einer neuen Genehmigung vorliegen. Die fehlenden Nachweise betreffen vor allen Dingen die Erdbebensicherheit – insbesondere den Nachweis, dass bei einem Erdbeben keine Bodenverflüssigung eintritt.

Das FZJ hatte am 26. Juni 2007 bei der zuständigen Genehmigungsbehörde, dem Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), eine Verlängerung der Genehmigung für weitere drei Jahre ab dem 1. Juli 2013 beantragt.⁴³ Die Voraussetzungen für die Erteilung der Genehmigung liegen jedoch nicht vor. Daher hat die zuständige atomrechtliche Aufsichtsbehörde (das Wirtschaftsministerium des Landes Nordrhein-Westfalen MWEIMH) die weitere Aufbewahrung der AVR-Brennelemente im Zwischenlager Jülich angeordnet. Die erste Anordnung war befristet bis zum 31. Dezember 2013, die zweite bis zum 31. Juli 2014. Da ein Abschluss des Genehmigungsverfahrens auch bis zum Ablauf der zweiten Aufbewahrungsanordnung nicht möglich war, hat das MWEIMH am 2. Juli 2014 eine erneute Anordnung erlassen. [BMUB 2014b]

Die zurzeit gültige Anordnung zur Aufbewahrung sieht keine Beendigung des Genehmigungsverfahrens, sondern eine Räumung des AVR-Behälterlagers Jülich vor. Für die Räumung musste das FZJ der Aufsichtsbehörde (MWEIMH) bis zum 30. September 2014 ein detailliertes Konzept vorlegen. Das FZJ untersuchte drei Varianten:

- Verbringung der Kernbrennstoffe in ein neu zu errichtendes Zwischenlager am Standort Jülich.
- Verbringung der Kernbrennstoffe in das Transportbehälterlager Ahaus.⁴⁴
- Verbringung der Kernbrennstoffe in die USA⁴⁵

⁴³ Am 16. Juli 2010 bat dann das FZJ, dieses Verfahren ruhend zu stellen. Am 16. Mai 2012 beantragte das FZJ, das Verfahren wieder aufzunehmen.

⁴⁴ Am 15. Dezember 2014 gab das FZJ bekannt, dass es auch die Möglichkeit eines Transports in das TBL Ahaus wieder verfolgen möchte. Dazu hat die GNS das Genehmigungsverfahren für die Aufbewahrung der Brennelemente im TBL Ahaus mit Schreiben vom 6. Januar 2015 wieder aufgenommen.

Die Aufsichtsbehörde ließ das vom FZJ vorgelegte Konzept vom TÜV-Nord als Sachverständigen auf Plausibilität insbesondere hinsichtlich des ermittelten Zeitbedarfs prüfen. (FZJ ermittelte einen Zeitbedarf von 3 bis 8 Jahren). Fazit dieser Prüfung ist, dass auf Basis der bisher seitens des FZJ zur Verfügung gestellten Informationen keine abschließende Aussage darüber möglich ist, welche der drei dargestellten Varianten am schnellsten umzusetzen ist. Alle drei Varianten werden weiter verfolgt. Das Wirtschaftsministerium wird nun die weitere Vorgehensweise mit dem FZJ besprechen und die weiteren Planungen überwachen. [MWEIMH 2015]

Am 1. September 2015 übertrug das FZJ die Betriebsführung für das Zwischenlager auf die neu gegründete AVR GmbH, die zum 1. Januar 2016 in die Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH (JEN) umbenannt wurde. Damit ist die JEN Betreiberin des Zwischenlagers und für eine sichere Lagerung oder einen sicheren Abtransport der AVR-Brennelemente verantwortlich. Die Entscheidung über den weiteren Verbleib der im Zwischenlager Jülich lagernden AVR-Brennelemente obliegt der JEN als verantwortlicher Besitzerin der AVR-Brennelemente.

Tatsache ist, dass das Zwischenlager Jülich nunmehr seit fast drei Jahren ohne Genehmigung betrieben wird, da die erdbebenbedingten Sicherheitsnachweise fehlen. Dieser Zustand wird vermutlich noch eine Weile andauern. Selbst die „Lösungssuche“ – ist zumindest offiziell – noch lange nicht abgeschlossen.

Anzumerken ist, dass horizontale Lagersysteme für Behälter (NUHOMS®) auf dem Markt existieren, die laut Hersteller für starke Erdbeben mit einer Bodenbeschleunigung von maximal 1,5 g ausgelegt sein sollen. [AREVA 2015]

12.5 Fehlende Genehmigung für das Zwischenlager Brunsbüttel

Im Urteil des Oberverwaltungsgerichts (OVG) Schleswig (4 KS 3/08) am 19.06.2013 wurde die Genehmigung für das SZL Brunsbüttel aufgehoben; eine Revision wurde nicht zugelassen. Sowohl das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) als Beklagte als auch der Beigeladene (Vattenfall) stellten einen Antrag auf Zulassung der Revision. Das Bundesverwaltungsgericht (BVerwG) hat mit Urteil vom 8. Januar 2015 die Beschwerde auf Zulassung der Revision abgelehnt. Mit dieser Entscheidung ist das Urteil des OVG Schleswig, durch das die Aufbewahrungsgenehmigung für das Zwischenlager Brunsbüttel aufgehoben wird, rechtskräftig.

Die Behälter werden weiterhin im SZL Brunsbüttel auf Grundlage einer Anordnung der zuständigen Aufsichtsbehörde (Ministeriums für Energiewende, Landwirtschaft, Umwelt und ländliche Räume – MELUR) gelagert. Bis Anfang 2018 sollen diese ohne Genehmigung im Standortzwischenlager verbleiben. Der Betreiber des Zwischenlagers ist nun in der Verantwortung, eine neue Genehmigung für die Lagerung der Castorbehälter in dem Zwischenlager zu beantragen. Für das Genehmigungsverfahren wird in Abstimmung mit dem Bundesumweltministerium zu prüfen sein, wie die Anforderungen des OVG Schleswig in das Genehmigungsverfahren einfließen können.

Das BfS beruft sich darauf, dass das Urteil des OVG Schleswig vom 19. Juni 2013 nicht auf einer festgestellten unzureichenden Sicherheit des Zwischenlagers erfolgte. Aufgrund von

⁴⁵ Seit Mitte 2012 prüft das FZJ bzw. jetzt die JEN die Möglichkeit eines Transports der AVR-Brennelemente in die USA. Eine Beförderungsgenehmigung wurde bisher nicht beantragt

Geheimhaltungsverpflichtungen sei es nicht möglich gewesen, dem Gericht in der gewünschten Detailtiefe darzulegen, dass die Genehmigung für das Zwischenlager Brunsbüttel den nach dem Atomgesetz erforderlichen Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD) gewährleistet. [BfS 2015d]

In dem Verfahren vor dem OVG Schleswig ging es um die Fragen, ob die möglichen Auswirkungen eines gezielten Flugzeugabsturzes und eines möglichen Beschusses mit panzerbrechenden Waffen im Genehmigungsverfahren ausreichend geprüft wurden.

Es ist jedoch nicht so, wie vom BfS erklärt, dass die Sicherheitsnachweise vorhanden sind und nur geheim gehalten werden müssen. **Es ist vielmehr so, dass im Verfahren deutlich wurde, dass im Rahmen der durchgeführten Untersuchungen fehlerhaft bewertet und ermittelt wurde.**

In der Urteilsbegründung steht: „Die Beklagte hat bei der Erteilung der Genehmigung für das Standortzwischenlager das erforderliche Maß des Schutzes gegen terroristische Einwirkungen in Gestalt eines gelenkten Absturzes eines Verkehrsflugzeuges auf das Zwischenlager fehlerhaft ermittelt und bewertet.“ Aus Sicht des Senats besteht in der Ausklammerung des Airbus A380 aus der Betrachtung ein Ermittlungsdefizit der Genehmigungsbehörde, weil absehbar war, dass dieser Flugzeugtyp innerhalb des Genehmigungszeitraumes in Dienst gestellt werden würde und somit ebenfalls als Tatmittel in Betracht kam. [OVG SH 2013]

Der Senat erklärt, dass wegen der weiteren Ermittlungs- und Bewertungsdefizite dahinstehe, ob das wegen der Ausblendung des Airbus A380 gegebene Ermittlungsdefizit mittlerweile durch eine entsprechende Untersuchung der GRS aus 2010 unerheblich ist. Laut dieser Untersuchung kommt es infolge eines derartigen Absturzes zu keinen beträchtlichen radiologischen Folgen. Es wird in der Urteilsbegründung jedoch angemerkt, dass der Vortrag der Beklagten über den Inhalt des von ihr geheim gehaltenen Gutachtens allerdings Zweifel an der hinreichenden Konservativität der verwendeten Untersuchungsmethode erwecke. Laut Urteilsbegründung weist die Genehmigung ein weiteres Ermittlungs- und Bewertungsdefizit hinsichtlich der thermischen Lastannahme eines Flugzeugabsturzes auf.⁴⁶ [OVG SH 2013]

Im Rahmen der Genehmigungsverfahren für die Standortzwischenlager wurden mögliche Auswirkungen durch sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD) betrachtet. Als abdeckendes SEWD Szenario wurden die Auswirkungen eines potenziellen Hohlladungsbeschusses betrachtet. Dabei wird unterstellt, dass eine Gruppe von Tätern in das Zwischenlager eindringt und mit panzerbrechenden Waffen die Behälter beschädigt. Durch einen Beschuss mit einem Hohlladungsgeschoss kann die Wand eines metallischen Behälters durchschlagen und in seinem Inneren Brennstoff zerstäubt werden. Der Beschuss bewirkt weiterhin einen Druckaufbau im Inneren des Behälters. Dadurch würde eine beträchtliche Menge an radioaktivem Material in die Atmosphäre freigesetzt werden.

Laut Urteil hat die Beklagte auch die Risiken des vom Kläger geltend gemachten Szenarios eines terroristischen Angriffs auf das Zwischenlager mit panzerbrechenden Waffen im Genehmigungsverfahren fehlerhaft ermittelt und bewertet. Es war für den Senat nicht überzeugend,

⁴⁶ Ein 80-Perzentil (statt 95-Perzentil) wird bezüglich der durch Aufprall eines Flugzeuges in das Lager eingetragenen Kerosinmenge bei der Abschätzung der Brandauswirkungen verwendet.

dass die 1992 auf dem Markt befindlichen und bei den Beschussversuchen der GRS (1992 wie auch 2005) verwendeten Waffen hinsichtlich ihrer Leistungsfähigkeit auch noch zum Zeitpunkt der Genehmigung (2003) repräsentativ gewesen sein sollen. Zu folgen sei nach Auffassung des Senats demgegenüber dem klägerischen Vortrag, wonach 2003 leistungsstärkere und leichter zu handhabende Hohlladungs-Waffensysteme auf dem Markt waren, die zu potentiell höheren Zerstörungswirkungen beim Einsatz gegen CASTOREN führen könnten [OVG SH 2013]

12. 6Konsequenzen aus dem Brunsbüttel-Urteil

Das Urteil des OVG Schleswig bezieht sich zwar ausschließlich auf die Zwischenlagerung hochradioaktiver Brennelemente im SZL Brunsbüttel. Jedoch sind die Annahmen und Untersuchungen für den als abdeckend betrachteten Terrorangriff an allen SZL gleich. Das betrifft auch die Vorgehensweise bezüglich eines absichtlich herbeigeführten Absturzes eines Verkehrsflugzeugs. Die vom OVG Schleswig gerügten Bewertungs- und Ermittlungsfehler des Genehmigungsverfahrens bestehen daher bei allen deutschen Zwischenlagern.

Die Bundesregierung erklärte 2015, dass sich Bund und Länder bezüglich des Urteils des OVG Schleswig in der Pflicht sehen, neue Erkenntnisse zu berücksichtigen, das Regelwerk weiterzuentwickeln, die Nachvollziehbarkeit der Abwägungen zu Sicherheitsfragen zu verbessern und dieses – soweit möglich – gesetzlich bzw. untergesetzlich zu regeln. Im Hinblick auf die derzeit anhängigen Antragsverfahren werde geprüft, welche Konsequenzen sich aus dem Beschluss des BVerwG vom 8. Januar 2015 sowie des Urteils des OVG Schleswig vom 13. Juni 2013 für die Durchführung der Verfahren ergeben. Da die Prüfung noch nicht abgeschlossen ist, seien derzeit keine Aussagen zu den Auswirkungen auf die zeitliche Abwicklung der anhängigen Genehmigungsverfahren möglich. [DBT 2015]

Das Nationale Entsorgungsprogramm thematisiert das bestehende Problem nicht, obgleich von dieser Entscheidung alle anderen Zwischenlager ebenfalls betroffen sind. Zudem wird auch ein weiteres Zwischenlager, das SZL Unterweser, beklagt.

Auch unabhängig von dem Urteil zum Zwischenlager Brunsbüttel muss eine deutliche Verbesserung gegen Terrorangriffe erfolgen.

Zurzeit werden die Zwischenlager in Deutschland „gehärtet“. Der Umfang und die Zielsetzung der Nachrüstungen sind nicht öffentlich. Dazu werden im Wesentlichen Mauern vor den Gebäuden errichtet. Diese Nachrüstungen an den bestehenden Zwischenlagern an den AKW-Standorten können die Gefährdung durch einen Terroranschlag geringfügig verringern. Für das Zwischenlager Nord sind die geplanten „Härtungen“ nicht durchführbar. Welche Konsequenzen dieses hat ist nicht bekannt.

Im Prozess zur Genehmigung des SZL Brunsbüttel hat das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) erklärt, dass die Nachrüstungsmaßnahmen nicht durch die beiden Szenarien Flugzeugabsturz und Hohlladungsbeschuss veranlasst wurden. Aus Sicht des Senats ist nicht nachvollziehbar, dass durch jene Maßnahmen auch der Zugang von Personen zum Lagergebäude im Rahmen des Szenarios eines Hohlladungsbeschusses ausgeschlossen würde. [OVG SH 2013]

Auch die IAEO wird gefordert, bei der Betrachtung von möglichen Terrorangriffen das Versagen des physischen Schutzsystems zu unterstellen. [IAEA 2012c] Es muss davon ausgegangen werden, dass eine bewaffnete und entschlossene Terrorgruppe in der Lage ist, dieses zu überwinden.

Schutz gegen Terrorangriffe

Die Gefahr durch einen terroristischen Angriff auf ein Zwischenlager wird mit Bezug auf die Ereignisse am 11.09.2001 in New York von der EU-Kommission betont. [EU COM 2002] Gegenüber Medien äußerte auch ein Mitglied der Endlagerkommission, dass Zwischenlager interessante Ziele für Terroristen sein könnten. Gewiss sei zudem nicht, ob es auch in 60 Jahren in Deutschland so friedlich ist wie heute. [FINANZNACHRICHTEN 2015]

Es befinden sich inzwischen Lagersysteme auf dem Markt, die gegen Terroranschläge ausgelegt sein sollen: Für den amerikanischen AKW Standort San Onofre wird zurzeit ein unterirdisches Lagersystem (HI-STORM UMAX) als Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente gebaut. Die Verbesserung der Lagertechnologie war als Folge der Terroranschläge vom 11.9.2001 erfolgt. [Holtec 2015]

Die Forschungsplattform ENTRIA untersucht als eine Entsorgungsoption eine obertägige oder oberflächennahe Zwischenlagerung auch für sehr lange Zeiträume von ggf. mehreren hundert Jahren. Laut ENTRIA kann einerseits dem umgebenden Bauwerk der größte Teil der Schutzfunktion zugewiesen werden. Seine Komponenten müssen entsprechend ausgebildet werden, in einem obertägigen Bauwerk z.B. durch dicke Wände und sehr robuste Konstruktionen, um auch extremen Einwirkungen während der gesamten Nutzungsdauer widerstehen zu können. Alternativ kann der Lager- bzw. Abfallbehälter selbst derart ausgeführt werden, dass er den maßgebenden Einwirkungen widersteht. In diesem Fall wären an die Bauwerkskomponenten geringere Anforderungen zu stellen. [ENTRIA 2015]

12.7 Lagerdauer

Die Aufbewahrungsdauer für die Transport- und Lagerbehälter mit abgebrannten Brennelementen und Abfällen aus der Wiederaufbereitung ist nach den erteilten Genehmigungen auf 40 Jahre begrenzt. Laut NaPro kann nach heutigen Erkenntnissen *„in diesem Zeitraum eine vollständige Räumung der Lager nicht gewährleistet werden. Daher werden derzeit die technischen Voraussetzungen für eine verlängerte Aufbewahrung an den Standorten der Zwischenlager untersucht.“*

Weiterhin wird erklärt, dass mit der ersten Teilgenehmigung für das Endlager für insbesondere Wärme entwickelnde Abfälle am Standort auch ein Eingangslager für alle abgebrannten Brennelemente und Abfälle aus der Wiederaufarbeitung genehmigt und damit die Voraussetzung für den **Beginn** der Räumung der bestehenden Zwischenlager geschaffen werden soll. Die abgebrannten Brennelemente und die Abfälle aus der Wiederaufarbeitung sollen bis dahin an vorhandenen Zwischenlagerstandorten aufbewahrt werden. [BMUB 2015c]

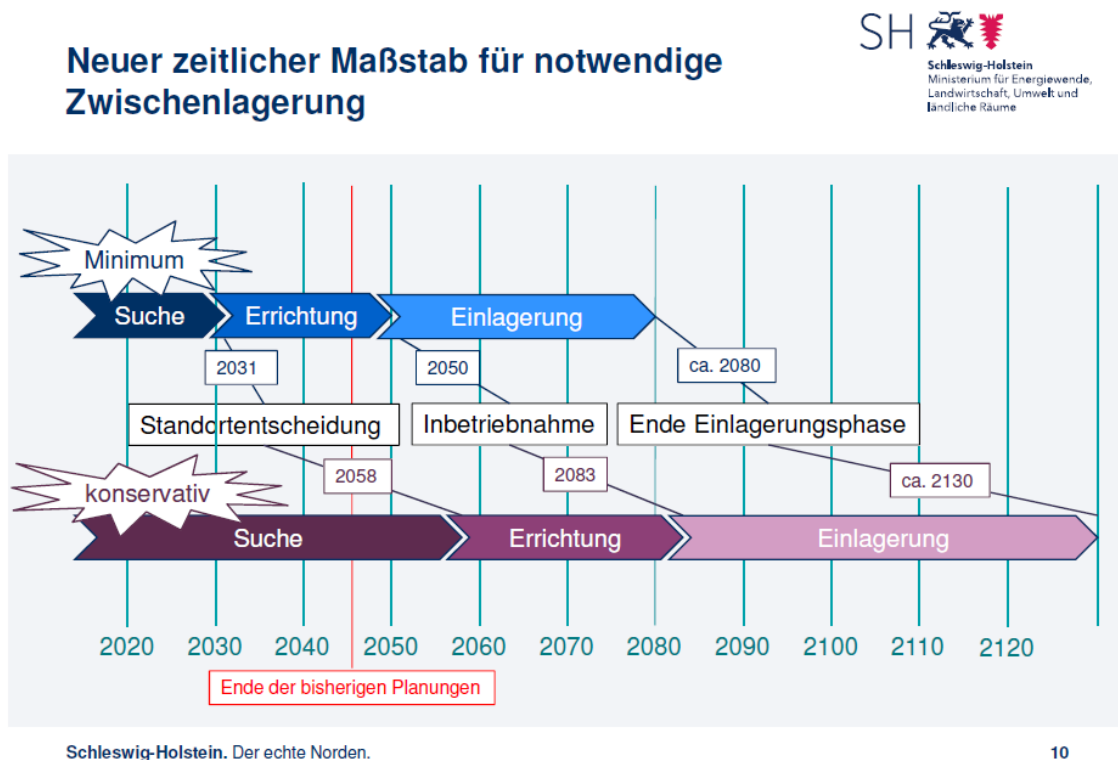
Das Problem der zeitlichen Lücke für die Aufbewahrung der abgebrannten Brennelemente und Abfälle aus der Wiederaufbereitung wird im NaPro zwar benannt, eine mögliche Lösung wird aber nicht nachvollziehbar präsentiert. Die erste Genehmigung für das TBL Gorleben endet bereits am 31.12.2034. Die Genehmigungen für die Standortzwischenlager enden zwischen 2042 und 2047. Die

Verlängerung der Genehmigung muss über einen deutlichen längeren Zeitraum als bis zur Inbetriebnahme des Eingangslagers andauern, da mit der Räumung der bestehenden Zwischenlager dann zwar begonnen werden kann, diese aber nicht vollständig geräumt werden sollen.

Angaben zur Kapazität des Eingangslagers sind im NaPro nicht vorhanden. Im Umweltbericht wird für dieses Lager eine Kapazität von 500 Behältern unterstellt, während gleichzeitig erklärt wird, für die Überführung der Abfälle ins Eingangslager sind knapp 1400 Behälter mit abgebrannten Brennelementen und Abfällen aus der Wiederaufbereitung zu transportieren sowie ggf. einige hundert Behälter mit Brennelementen aus Versuchs-, Demonstrations- und Forschungsreaktoren. Die bestehenden Zwischenlager oder zumindest einige der bestehenden Zwischenlager müssen also (fast) bis zum Ende des Einlagerungsbetriebs (nach jetzigen Schätzung spätestens 2130) betrieben werden.

Das Datum 2051 für die Inbetriebnahme des gesuchten Endlagers, wie es im Standortauswahlgesetz geschrieben ist, hält kaum ein Experte für realistisch.

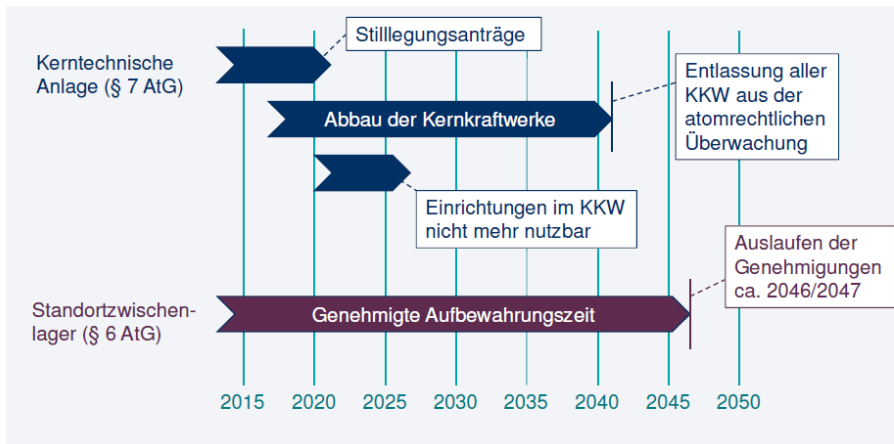
Die folgende Grafik verdeutlicht möglichen Zeitbedarf⁴⁷:



Zudem muss berücksichtigt werden, dass ein Problem bereits zu dem Zeitpunkt besteht, wenn die Atomkraftwerke stillgelegt werden und keine Heiße Zelle mehr vor Ort ist. Die folgende Grafik verdeutlicht den Zusammenhang:

⁴⁷ Notwendige Zwischenlagerung – Zeit für ein neues Konzept; Stand der Debatte in der Endlagerkommission; Dr. Dr. Jan Backmann

13. AtG-Novelle: Auflösung der KKW-Standorte



12. 8 Gewährleistung der Sicherheit der Langzeitzwischenlagerung

Eine Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente von mehr als 50 Jahren wird laut IAEA als Langzeitlagerung bezeichnet (IAEA 2012c). Für eine Zwischenlagerdauer von 50 Jahren oder mehr gibt es bisher in keinem Staat weltweit Erfahrungen. Der voraussichtlich erforderliche Lagerzeitraum für die Behälter mit abgebrannten Brennelementen und Abfällen aus der Wiederaufbereitung in Deutschland von deutlich über 50 Jahren kann gegenwärtig noch nicht als Stand von Wissenschaft und Technik der trockenen Zwischenlagerung bezeichnet werden.

Die ESK hält in ihrer Stellungnahme Zwischenlagerzeiträume von etwa 65 bis 100 Jahre für einen nennenswerten Teil der bis etwa 2027 nach Abschaltung aller Kernkraftwerke zu beladenen Behälter (insgesamt etwa 1.900 Behälter⁴⁸) unvermeidlich. Die ESK erklärt: Die o. g. Zwischenlagerzeiträume von ca. 65 bis 100 Jahren liegen deutlich außerhalb der national und international für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern bereits zugrunde gelegten Zeiträume von bis zu 50 Jahren (z. B. Ungarn, Japan, USA). **Die vor diesem Hintergrund in Deutschland in absehbarer Zeit notwendig werdende Erweiterung der genehmigten Zwischenlagerzeiträume führt zu einer Reihe von sicherheitstechnischen Fragestellungen, die im Rahmen der bisherigen Genehmigungsverfahren nicht zu behandeln waren.** [ESK 2015]

Mit zunehmender Zwischenlagerdauer ist von einer Veränderung der Materialien bzw. des Zustandes von Behälterkomponenten und Brennelementen bzw. Kokillen auszugehen. Dies kann Auswirkungen auf die Sicherheit der Zwischenlagerung haben sowie eine Entladung oder sonstige Vorbereitung von Brennelementen und Kokillen für die Endlagerung verzögern. Sicherheitstechnisch relevant sind Material- und Zustandsänderungen vor allem an der Primärdeckeldichtung, dem Tragkorb zur Aufnahme von Brennelementen oder Kokillen, der Behälterinnenwand, dem Neutronenabsorber sowie dem Inventar (Brennelement oder Kokille). [Neumann 2014]

⁴⁸ Ca. 1.100 Behälter aus Leistungsreaktoren, ca. 291 Behälter mit Abfällen aus der Wiederaufarbeitung, 461 Behälter aus den Versuchs- und Demonstrationsreaktoren, 18 Behälter aus den Forschungsreaktoren (zusätzlich ca. 35 Behälter aus den laufenden Forschungsreaktoren).

Durch wiederkehrende Prüfungen und Inspektionen, Auswertung von Betriebserfahrungen und Wartungsmaßnahmen müssen bekannte Alterungseffekte bei einer längerfristigen Zwischenlagerung systematisch beobachtet werden. Gleichzeitig können weitere, bisher noch nicht berücksichtigte Alterungseffekte auftreten. [GRS 2015]

Die GRS erforscht derzeit im Auftrag der Bundesregierung Aspekte der Sicherheit der längerfristigen Zwischenlagerung. Die Wissenschaftler erarbeiten dabei Modelle und Methoden, mit denen sich das Verhalten einiger wichtiger Eigenschaften der Behälter und Brennelemente simulieren und Prognosen erstellen lassen. Einen Schwerpunkt bildet derzeit die Untersuchung des Langzeitverhaltens von Brennelementen. Bei Brennelement-Hüllrohren kann es altersbedingt z.B. zu Versprödung durch Strahlung oder Einlagerungen von Wasserstoff kommen. Durch die Kombination von Abbrand- und Temperaturberechnungen konnte die GRS einen Ansatz zur Bestimmung der Innendrucke von Hüllrohren und Umfangsspannungen erarbeiten, um erste Prognosen zur Langzeitintegrität der Hüllrohre durchzuführen. Die GRS betont, dass die experimentelle Datenlage zur Validierung der Methoden bislang beschränkt ist. Weitere auch nationale Forschungen sind deshalb nötig, um das Wissen hierüber zu erweitern. [GRS 2015]

Bereits vor Jahren hat die GRS daraufhin gewiesen, dass bei Komponenten, deren Überwachung nur mit erheblichem Aufwand möglich ist (z.B. Behälterunterseiten, Neutronenmoderatoren, Brennelemente, Tragkörbe, Behälterinnenflächen), an einer angemessenen Auswahl von Behältern geeignete exemplarische Untersuchungen mit beweissicherndem Charakter vorzusehen sind. [GRS 2010]

Untersuchungsprogramme zum Nachweis des Langzeitverhaltens von Behälterkomponenten (z.B. Metalldichtungen) und Inventaren (z.B. Brennstabintegrität) für eine verlängerte Zwischenlagerung sind voraussichtlich mit hohem Zeit- und Kostenaufwand verbunden und **sollten frühzeitig initiiert werden**. Eine aktive Beteiligung an internationalen Untersuchungsprogrammen ist sinnvoll, um Erkenntnisse, soweit übertragbar, berücksichtigen zu können. [ESK 2015]

Darüber hinaus stellt sich die Frage der langfristigen Verfügbarkeit austauschbarer Komponenten wie z.B. Druckschalter, Metalldichtungen, Tragzapfen, Schrauben. Aufgrund der derzeit vorliegenden Erfahrungen ist innerhalb der genehmigten Lagerzeiten nicht von einem systematischen Ausfall und Ersatzbedarf auszugehen. Es ist derzeit jedoch nicht geklärt, ob dies auch für verlängerte Zwischenlagerzeiten gilt. Es wäre daher für eine verlängerte Zwischenlagerung zu zeigen, dass die Funktionstüchtigkeit auch bei austauschbaren Komponenten weiterhin zuverlässig gewährleistet ist und dass für einen ggf. erforderlichen Austausch die benötigten Ersatzkomponenten zur Verfügung stehen. [ESK 2015]

12.8.1 Überprüfung des Behälterinventars und -innenraums

Eine Überwachung des Behälterinventars und der im Innenraum befindlichen Behälterkomponenten ist für die auf 40 Jahre begrenzte Zwischenlagerdauer bisher nicht vorgesehen. In den 2014 veröffentlichten ESK-Leitlinien zur PSÜ sind weder Vorgaben zur Prüfung der Brennelemente bzw. HAW-Kokillen noch zur Prüfung von Korrosionserscheinungen an den Primärdeckeldichtungen und des Behälterinnenraumes bzw. der in ihm befindlichen Komponenten enthalten. (Neumann 2014)

Aufgrund der erforderlichen Verlängerung der Lagerzeit wäre es jedoch dringend erforderlich, den Zustand des Behälterinventars und des Tragkorbs sowie weiterer Behälterbauteile im Rahmen der PSÜ zu überprüfen. Dies sollte für ausgewählte Behälter erfolgen, die ein repräsentatives Spektrum von Behälertyp, Behälterinventar und Beladevorgang abdecken. Die bisher bekannten Untersuchungen in Deutschland zu den Effekten im Behälterinnenraum sind unzureichend. Vor allem sind die teilweise durchgeführten theoretischen Berechnungen nicht durch praktische Untersuchungen verifiziert. Dies kann nur durch Öffnen von Behältern in einer Heißen Zelle geschehen. [Neumann 2014]

An allen zurzeit in Betrieb befindlichen Standort-Zwischenlagern könnte gegenwärtig das benachbarte Reaktorgebäude als Heiße Zelle genutzt werden. Dies ist aber nur bis zum Beginn der Stilllegung möglich. Die Stilllegung wird aber an allen Standorten deutlich vor Ende des Zwischenlagerzeitraums erfolgen. [Neumann 2014]

12.8.2 Reparaturkonzept Primärdeckel

In Deutschland werden Brennelemente und verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in Transport- und Lagerbehältern mit einem Doppeldeckelsystem zwischengelagert. Der innere Deckel (Primärdeckel) und der darüber liegende Deckel (Sekundärdeckel) besitzen je eine Metaldichtung.

Wird eine Undichtheit am Primärdeckel festgestellt, kann diese nicht im Zwischenlager behoben werden, da der Behälter nach Abnahme des Primärdeckels gegenüber der Gebäudeatmosphäre und damit zur Biosphäre insgesamt offen wäre. Für eine Instandsetzung des Systems gibt es zwei Möglichkeiten:

- Reparaturkonzept mit Aufbringen eines dritten Deckels, dem sogenannten Fügedeckel, über dem Sekundärdeckel zur Wiederherstellung des Doppeldichtsystems oder
- Verbringung des Behälters in eine Heiße Zelle zum Austausch der Primärdeckeldichtung nach Öffnung des Behälters.

Das Reparaturkonzept mit Fügedeckel wurde bereits bei der Genehmigung der Standortzwischenlager kontrovers diskutiert. Ein wesentlicher Kritikpunkt am Konzept ist, dass der Fügedeckel im Störfall nicht die Qualität einer notwendigen zweiten Barriere besitzt. Die Störfallsicherheit des Fügedeckels ist nicht gegeben. Dadurch kann es bei bestimmten Störfällen (z.B. Flugzeugabsturz) zu weit höheren Freisetzungen kommen, als sie in den Genehmigungsverfahren unterstellt worden sind. [Neumann 2014]

In den ESK-Leitlinien zur Zwischenlagerung sind sowohl das Verbringen in eine andere Anlage als auch die Reparatur mit Fügedeckel zugelassen. Dabei wurde jedoch, wie bereits erwähnt, nur eine Zwischenlagerdauer von 40 Jahren unterstellt. Es muss jedoch für die meisten Behälter von einer deutlich längeren Lagerzeit ausgegangen werden. Aus sicherheitstechnischer Sicht ist die Auswechslung der Primärdeckeldichtung gegenüber dem Reparaturkonzept mit Fügedeckel zu bevorzugen. Dazu sollte an allen Zwischenlagerstandorten während der gesamten zu erwartenden Betriebszeit des Zwischenlagers eine Heiße Zelle zur Verfügung stehen. [Neumann 2014]

12.8.3 Periodische Sicherheitsüberprüfung der Zwischenlager

Im November 2010 hatte die ESK Empfehlungen für Leitlinien zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen für Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente verabschiedet. Die

Notwendigkeit entsprechender Regelungen ergibt sich sowohl aus den Sicherheitsreferenzniveaus der WENRA als auch durch die Anforderungen an die Zwischenlagerung in der Richtlinie 2009/71/Euratom zur nuklearen Sicherheit kerntechnischer Anlagen. [BMUB 2014b]

Seit 2011 läuft im Rahmen eines Pilot-Verfahrens die PSÜ an einer Referenzanlage. Im März 2014 wurden die überarbeiteten ESK „Leitlinien zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement zur Zwischenlagerung für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle“ herausgegeben. Zu den Zielen der PSÜ gehört auch eine aktualisierte Sicherheitsbewertung unter Berücksichtigung des Standes von Wissenschaft und Technik, die Einhaltung der sicherheitstechnischen Anforderungen im Hinblick auf die Handhabung und den späteren Abtransport der Transport- und Lagerbehälter. Der Inhalt der PSÜ umfasst auch eine Überprüfung und ggf. Aktualisierung der Störfallanalyse im Hinblick auf die Auslegungsstörfälle und auslegungsüberschreitende Ereignisse sowie der dafür vorgesehenen Maßnahmen. [BMUB 2014b]

12.8.4 Mängel in der Qualitätssicherung

Eine Überprüfung der Dokumentation der Qualitätssicherung bei der Herstellung von Tragzapfen aller Castorbehälter in Deutschland ergab Mängel. Die sowohl als Zulassungsbehörde als auch als Sachverständige tätige Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) hat gemeinsam mit dem Behälterhersteller, der Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (GNS) festgestellt, dass bundesweit 315 beladene und in den Zwischenlagern aufbewahrte Behälter von dem Qualitätsfall Tragzapfenfertigung betroffen sind. Nach Auffassung der BAM sind Konsequenzen erforderlich. [NMU 2015a]

Dieses umfassende Problem zeigt, dass Mängel in der Qualitätssicherung der Behälter bestehen, so dass Material- und Komponentenschäden nicht auszuschließen sind, die insbesondere bei einer Langzeitzwischenlagerung negative Auswirkungen haben können. Zudem könnte bei ähnlichen Vorfällen ein späteres Abtransportieren zum Endlagerstandort erheblich verzögert werden

12.9 Eingangslager

Die Angaben zur Kapazität des geplanten Eingangslagers fehlen im NaPro. Im Umweltbericht wird angenommen, dass das Eingangslager etwa 500 Stellplätze für Behälter mit abgebrannten Brennelementen und Abfällen aus der Wiederaufbereitung vorhält. Es wird nicht deutlich, ob diese Schätzung eine plausible Annahme ist oder auf konkreten Überlegungen der Bundesregierung beruht. Die Auslegung und Sicherheitsanforderung an das Eingangslager werden im NaPro nicht genannt. Allerdings wird im Umweltbericht in einem Analogieschluss zur Größe des Transportbehälterlagers in Ahaus und der Standortzwischenlager die Flächeninanspruchnahme ermittelt. Es wird eine Gebäudehöhe von 20 m und eine Gebäudelänge von etwa 200 m abgeschätzt [ÖKO-INSTITUT & GRS 2015a].

Diese Abschätzung zeigt, dass für das Eingangslager eine ähnliche Auslegung wie für die bestehenden Lagergebäude erwartet wird. Die Einlagerung der radioaktiven Stoffe wird in jedem Fall mehrere Jahrzehnte andauern. Die Betriebszeit des Lagers sollte anhand von konservativen Zeitannahmen festgelegt werden, da diese die anzulegenden Sicherheitsanforderungen mitbestimmt.

Das zentrale Eingangslager kann bereits nach einer ersten Teilgenehmigung des Endlagers laut StandAG errichtet werden. Mit der ersten Teilgenehmigung für das Endlager besteht jedoch noch keine Rechtssicherheit, dass das Endlager tatsächlich in Betrieb genommen wird, was in weiterer Folge Transporte an einen neuen Standort bedingt, die ansonsten hätten vermieden werden können.

Die Behälter sollten erst dann zum Eingangslager transportiert werden, wenn ihre Einlagerung absehbar bevorsteht, die Kapazität des Eingangslagers sollte entsprechend gewählt werden. Bei der Auswahl der Lagerkonzepte für das neu zu errichtende Eingangslager sowie im Rahmen der Erweiterung der vorhandenen Lagerkapazitäten ist der Schutz vor möglichen Terrorangriffen zu berücksichtigen. Die Kapazität des Eingangslagers sollte nicht höher sein als für einen kontinuierlichen Einlagerungsbetrieb erforderlich ist.

12.10 Zusammenhang von Zwischen- und Endlagerung

Die Zwischenlagerung ist nur ein Teilaspekt bei der Entsorgung bestrahlter Brennelemente und sonstiger Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle. Der gesamte Entsorgungspfad besteht i. d. R. aus den Teilschritten Zwischenlagerung, Transport und Konditionierung/Umladen in spezielle Endlagerbehälter (falls erforderlich), Transport zum Endlager und der Endlagerung selbst. **Diese sind nicht unabhängig voneinander zu sehen, sondern sind miteinander verzahnt und beeinflussen sich gegenseitig. So können u. U. die Handhabbarkeit und Konditionierung bestrahlter Brennelemente durch eine eventuell ungünstige Veränderung des Zustands während einer verlängerten Zwischenlagerung beeinträchtigt werden. [ESK 2015]**

12.11 Befassung mit der Zwischenlagerung in der Endlagerkommission

In den Beratungen für das Erstellen eines Endberichts der Kommission liegen unterschiedliche Entwurfsfassungen vor, die sich auch mit der Frage der Zwischenlagerzeiten als Folge einer längeren **Standortfindung befassen. In Folgendem soll ein Vorschlag skizzieren**. In einem bisher nicht abgestimmten Arbeitspapier der AG3 der Endlagerkommission heißt es⁴⁹: Es war nicht Aufgabe der Kommission, auch für die notwendige Zwischenlagerung⁵⁰ Kriterien zu entwickeln. Angesichts der dargestellten Zeitpläne und bestehender Zusammenhänge zwischen End- und Zwischenlagerung lässt sich die Thematik der notwendigen Zwischenlagerung aber auch nicht ausblenden. Schon bei der als sehr optimistisch gewerteten Zeitstruktur des StandAG kommt es zu einem zeitlichen Delta zwischen dem Auslaufen der derzeitigen Genehmigungen für die Standortzwischenlager und der Einlagerung der ersten Behälter in das Endlager, erst recht bis zur vollständigen Einlagerung aller Behälter. Dieses Delta kann von einem halben Jahrzehnt bis hin zu vielen Jahrzehnten dauern – je nachdem, ob es zu Verzögerungen, Rückschlägen oder Rücksprüngen im Verfahren kommt.

⁴⁹ http://www.bundestag.de/blob/402344/fc0f2eb6980227a8ab42aa74e3b81ffb/drs_160-data.pdf

⁵⁰ Die Endlagerkommission bezeichnet diese Form der Zwischenlagerung in Abgrenzung zur „Langfristigen Zwischenlagerung“ als „notwendige Zwischenlagerung“, da sie per se nicht als Entsorgungsoption betrachtet wird und auf das bis zur Einlagerung in das Endlager unabdingbare Maß zu reduzieren ist. Ob eine „**langfristige oberirdische Zwischenlagerung**“ in Deutschland als eine mögliche Option des Entsorgungskonzepts betrachtet wird, ist noch nicht abschließend entschieden. Der Entsorgungspfad Dauerlagerung an der Erdoberfläche oder erdoberflächennah wird zurzeit der Kategorie B, d.h. in Zukunft weiter systematisch beobachten, zugeordnet.

Zwar sei eine zügige Standortauswahl und Inbetriebnahme des Endlagers grundsätzlich anzustreben, doch darf dies nicht dazu führen, dass notwendige Schritte und ggf. auch Rücksprünge nicht oder nicht in der gebotenen Gründlichkeit vorgenommen werden. An dieser Stelle sind damit Standortauswahl für ein Endlager und Zwischenlagerungskonzept miteinander verzahnt.

In den Zwischenlagern müssen die Behälterinventare in einem Zustand bleiben, in welchem sie noch in die nach Endlagerkonzept vorgesehenen Behälter umgeladen werden können und sie müssen transportierbar bleiben. Zeitlich muss die Auslagerung aus den Zwischenlagern mit der Konditionierung am Endlagerstandort abgestimmt sein. Eine Reihe von weiteren Entwicklungen ist zudem schwer vorhersehbar, etwa die Entwicklung hinsichtlich des Schutzes vor Einwirkungen Dritter, die in den letzten Jahren eine starke Dynamik entfaltet hat. All das spricht dafür, auch die notwendige Zwischenlagerung auf den Prüfstand zu stellen.

Anzuerkennen ist zweifelsohne die Zielsetzung, einen weiteren Transport der Behälter (an einen anderen Zwischenlagerstandort bzw. von diesem zum Endlager) zu verhindern und deshalb die Behälter unmittelbar von den Standortzwischenlagern und den zentralen Zwischenlagern an den Endlagerstandort zu transportieren. Diese Zielsetzung darf sich aber nicht per se für nach oben offene Zeiträume durchsetzen, sondern muss in einen differenzierten und ausgewogenen Neubewertungsprozess einfließen.

Zu beachten ist auch, dass sich die Rahmenbedingungen der Standortzwischenlagerung in den nächsten Jahren verschieben werden. Die Kernkraftwerke werden stillgelegt und abgebaut, bereits früh im Abbauprozess werden die dortigen Handhabungseinrichtungen nicht mehr nutzbar sein.

Einiges spricht dafür, dass derzeit noch die Vorteile des gegenwärtigen Konzepts überwiegen, irgendwann auf der nach oben offenen Zeitachse aber dessen Nachteile durchschlagen werden. Da Verzögerungen bei der Standortauswahl für ein Endlager typischerweise unvorhersehbar sind und man folglich einerseits mit ihnen rechnen muss, sie andererseits auch nicht unterstellen kann, sollte sich die Prüfung mit der Möglichkeit auseinandersetzen, ein schrittweises Verfahren zur Auswahl von Standorten für eine konsolidierte Zwischenlagerung einzuleiten.

Wenn ein für eine bestimmte Phase der Standortauswahl für ein Endlager vorgesehener Zeitraum überschritten wird, wird die nächste Phase der Zwischenlagerbereitstellung eingeleitet (z.B. Kriterienentwicklung, Standortauswahl, Genehmigungsschritte, evtl. Errichtung / Erweiterung). Dies könnte jeweils automatisch oder aufgrund der Entscheidung eines unabhängigen Gremiums geschehen, welches die weiteren Verzugsrisiken bezüglich der Inbetriebnahme des Endlagers bewertet.

Für die Prüfung erscheint ein kürzerer Zeitraum als jener der Endlagerkommission (z.B. 1 Jahr) sowie ein überschaubareres Format, welches aber trotzdem auch die gesellschaftlichen Implikationen (z.B. Belastung der Standortgemeinden) mit abdeckt, ausreichend und sinnvoll. Insgesamt würde so Vorsorge für (u.U. auch Jahrzehnte lange) Verzögerungen bei der Standortauswahl für ein Endlager getroffen, ohne den Vorrang der Endlagerung vor der Zwischenlagerung aufzugeben. Die Perspektive zur Auflösung der gegenwärtigen Kernkraftwerksstandorte würde gestärkt.

Gegebenenfalls sollten auch Aussagen dazu getroffen werden, wie lange das gegenwärtige Konzept unter diesen Gesichtspunkten noch tragfähig ist. Das impliziert eine Auseinandersetzung auch mit den

Vor- und Nachteilen einer konsolidierten Zwischenlagerung an zwei bis drei größeren (bestehenden oder neuen) Standorten sowie mit einer Verbringung in ein Zwischenlager am Endlagerstandort in verschiedenen Varianten (Pufferlager für Teilmengen, Lager mit Kapazität für alle Behälter und Möglichkeit der parallelen Einlagerung).

12.12 Fazit

In Deutschland existieren mehrere schwerwiegende Gründe, die gesamte Situation der Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und Abfällen aus der Wiederaufbereitung neu zu bewerten und das bestehende Zwischenlagerkonzept in Frage zu stellen. Im NaPro werden diese existierenden Probleme entweder nicht erwähnt oder ihre Bedeutung wird nicht ausreichend dargestellt.

Eine Verlängerung der Genehmigung der Zwischenlager wäre für einen sehr langen Zeitraum erforderlich. Relevant ist nicht, wie im NaPro angedeutet wird, die zeitliche Überbrückung zwischen Ende der Genehmigung der Zwischenlager und Betriebsbeginn des Eingangslagers, sondern zwischen Ende der Genehmigung der Zwischenlager und dem Ende des Einlagerungsbetriebs.

Experten der Endlagerkommission schätzen, dass die Einlagerung je nach Inbetriebnahme des Endlagers und Einlagerungskonzept im Zeitraum zwischen 2075 und 2130 beendet sein wird. Auf Basis dieser Schätzung wäre eine Verlängerung der Zwischenlagerzeit für mindestens rund 30-40 Jahre und maximal für rund 80-90 Jahre erforderlich.

Zudem muss berücksichtigt werden, dass ein Problem bereits zu dem Zeitpunkt besteht, wenn die Atomkraftwerke stillgelegt werden und keine Heiße Zelle mehr vor Ort ist.

Die Anforderungen an die Zwischenlager, die periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) und das technische Alterungsmanagement beziehen sich nur auf einen Zwischenlagerzeitraum in den Transport- und Lagerbehältern von 40 Jahren. Aufgrund der erforderlichen Verlängerung der Lagerzeit wäre es dringend erforderlich, den Zustand des Behälterinventars und des Tragkorbs sowie weiterer Behälterbauteile im Rahmen der PSÜ stichprobenartig zu überprüfen. Dieses ist aber bisher nicht vorgesehen.

Obwohl aufgrund der langen Lagerzeiträume Überprüfungen und Maßnahmen an der Primärdeckeldichtung und im Behälterinneren erforderlich bzw. zu erwarten sind, wird die Einrichtung einer heißen Zelle an den Zwischenlagerstandorten bisher von den zuständigen Behörden nicht für erforderlich gehalten.

Offenbar bestehen Mängel in der Qualitätssicherung der Behälter, so dass Material- und Komponentenschäden nicht auszuschließen sind, die insbesondere bei einer Langzeitzwischenlagerung negative Auswirkungen haben können.

Das Urteil des OVG Schleswig zur Aufhebung der Genehmigung bezieht sich zwar ausschließlich auf die Zwischenlagerung hochradioaktiver Brennelemente im SZL Brunsbüttel. Jedoch sind die Annahmen und Untersuchungen zum betrachteten Terrorangriff und zum absichtlich herbeigeführten Absturz eines Verkehrsflugzeugs an allen SZL gleich. Die vom OVG Schleswig gerügten Bewertungs- und Ermittlungsfehler im Genehmigungsverfahren bestehen daher bei allen deutschen Zwischenlagern. Aus dem Urteil des OVG Brunsbüttel zur Aufhebung der Genehmigung für das

Zwischenlager Brunsbüttel (2013) ergibt sich daher, dass sicherheitstechnische Ertüchtigungen aller Zwischenlager gegen einen absichtlichen Absturz eines Verkehrsflugzeugs und terroristische Angriffe erforderlich sind.

Zwei deutsche Zwischenlager besitzen seit zwei Jahren und für mehrere weitere Jahre aufgrund fehlender Sicherheitsnachweise keine gültigen Genehmigungen, sondern lagern die abgebrannten Brennelemente aufgrund aufsichtlicher Anordnungen. Es wäre fatal, nicht aus diesen Fehlern zu lernen und abzuwarten bis eine derartige Situation erneut eintritt. Daher muss frühzeitig eine umfassende Überprüfung des gesamten Zwischenlagerkonzepts, das auch die reale Situation betrachtet erfolgen. Vernünftig erscheint die Idee, das Zwischenlagerkonzept regelmäßig umfassend zu überprüfen, um eine Verzahnung mit dem Endlagerkonzept zu ermöglichen. Für die Neubewertung des Zwischenlagerkonzepts ist ein transparentes Beteiligungsverfahren erforderlich.