

Atomstrom 2018: Sicher, sauber, alles im Griff?

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

**Studie
von Diplom-Physikerin Oda Becker unter Mitarbeit von Adhi-
pati Y. Indradiningrat (Kapitel 6)**

im Auftrag des BUND

April 2018

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung	4
2 Die BMU-Nachrüstliste	5
2.1 Die BMU-Nachrüstliste und das AKW Grohnde	5
2.1.1 Alterung der Sicherheitsanalysen und Anwendung des neuen Regelwerks	5
2.1.2 Schwächen des Bruchausschluss-Konzepts	6
2.1.3 Schwachstellen im Nichtleistungsbetrieb	7
2.1.4 Umgang mit auslegungsüberschreitenden Unfällen (Schwerer Unfall)	7
2.2 Grenzen der Nachrüstungen	8
2.3 Fazit	8
3 Sicherheitsüberprüfungen nach Fukushima	10
3.1 RSK-Sicherheitsüberprüfung	10
3.2 Der EU Stresstest	11
3.3 Sicherheitsdefizite	12
3.3.1 Mängel im Erdbebenschutz	12
3.3.2 Mängel im Hochwasserschutz	14
3.3.3 Nichtberücksichtigung von Extremwetterereignissen	16
3.3.4 Defizite der Kühlung des Lagerbeckens	17
3.3.5 Möglichkeit von Wasserstoffexplosionen	18
3.3.6 Einführung der Severe Accident Management Guidelines (SAMGs)	18
3.4 Fazit	19
4 Neue Sicherheitsanforderungen in Europa	21
4.1 WENRA Referenzlevel für bestehende Atomkraftwerke	21
4.2 WENRA Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke	21
4.3 Neue EU-Richtlinie für nukleare Sicherheit	23
4.4 Fehlende Transparenz der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden	23
4.5 Keine internationalen Sicherheitsüberprüfungen	24
4.6 Fazit	25
5 (Neue) Probleme im Reaktorkern	26
5.1 Verformungen von Brennelementen in Druckwasserreaktoren (DWR)	26
5.2 Bruch von Drosselkörpern, Niederhaltefedern und Zentrierstiften von BE	27
5.3 Unzulässige Oxidation an den Brennstäben	30
5.4 Meldepflichtige Ereignisse betreffend Brennelement- bzw. Kernbauteile	31
5.5 Fehlerhafte Hüllrohre	33
5.6 DWR-Neutronenflussschwankungen	33
5.6 Fazit	34

6 Alterung und Umgang mit meldepflichtigen Ereignissen.....	35
6.1 Alterungs- und Folgeprobleme.....	36
6.2 Bedeutung von meldepflichtigen Ereignissen.....	44
6.3 Gefahr von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA).....	45
6.4 Mangelhafte Ereignisanalysen.....	46
6.5 Mangelnde Sicherheitskultur.....	47
6.6 Kompetenzverlust des Personals in Atomkraftwerken.....	47
6.7 Fazit.....	50
7 Gefahr von Terroranschlägen auf Atomkraftwerke.....	52
7.1 Bedrohung durch einen gezielten Flugzeugabsturz.....	52
7.1.1 Zweifelhafter Schutz vor Flugzeugabsturz.....	53
7.1.2. RSK-Stellungnahme zum Schutz gegen Flugzeugabsturz	55
7.1.3 „Renegade“-Voralarm.....	56
7.1.4 Klagen gegen Atomkraftwerke.....	57
7.2 Drohnen als Hilfsmittel für Terrorangriffe.....	58
7.3 Angriff mit einem Hubschrauber.....	59
7.4 Bedrohung durch Terrorangriff vom Boden.....	60
7.5 Bedrohung durch Innentäter.....	60
7.6 Bedrohung durch Cyber-Angriffe	62
7.7 Fazit.....	62
8 Risiko eines schweren Unfalls.....	64
8.1 Unfallhäufigkeiten aus PSA	64
8.2 Statistische Wahrscheinlichkeit eines Unfalls.....	64
8.3 Fazit.....	65
9 Fehlender Katastrophenschutz	66
9.1 Neue Planungsgebiete für den Fall eines schweren Unfalls.....	66
9.2 Festlegung der Planungsgebiete	67
9.3 Stand der Umsetzung des Katastrophenschutzes	69
9.4 Durchführung der Katastrophenschutzmaßnahmen	70
9.5 Fazit.....	70
10 Zusammenfassung.....	72
11 Literatur.....	77

1 Einleitung

Die Unfälle im AKW Fukushima Dai-ichi im März 2011 führten zu einer Neubewertung der Nutzung der Kernenergie in Deutschland. Mit dem 13. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes, das am 6. August 2011 in Kraft getreten ist, 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 gingen zwei weitere Atomkraftwerke endgültig vom Netz: Für das Atomkraftwerk Grafenrheinfeld galt der 31. Dezember 2015 als Termin für das Laufzeitende. Es wurde jedoch bereits am 27. Juni 2015 endgültig abgeschaltet. Am 31. Dezember 2017 wurde ein Block (Gundremmingen B) der Doppelblockanlage Gundremmingen endgültig abgeschaltet.

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

- 31.12.2019 Philippsburg-2;
- 31.12.2021 Brokdorf, Grohnde und Gundremmingen C;
- 31.12.2022 Emsland, Isar-2 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 darzustellen, das von den deutschen Atomkraftwerken für die Bevölkerung ausgeht.

In Kapitel 2 wird die BMU-Nachrüstliste aus 2012 erörtert, dabei werden auch die grundsätzlichen Grenzen von Nachrüstungen aufgezeigt. Kapitel 3 thematisiert die im Nachgang zu dem Unfall in Fukushima erfolgten Sicherheitsüberprüfungen, die inzwischen abgeschlossen sind. In Kapitel 4 werden die neuen Sicherheitsanforderungen für Atomkraftwerke skizziert. Anschließend werden (neue) Probleme im Reaktorkern dargestellt (Kapitel 5). Kapitel 6 thematisiert die Alterung und den Umgang mit den meldepflichtigen Ereignissen. Die Gefahr durch Terrorangriffe, ein mindestens seit dem 11. September 2001 beachtetes Problem, wird in Kapitel 7 erläutert. Daran anschließend wird in Kapitel 8 das Risiko eines schweren Unfalls erläutert und den Defiziten in den Katastrophenschutzplänen gegenübergestellt (Kapitel 9). Das abschließende Kapitel 10 enthält eine Zusammenfassung.

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

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 sogenannte „Nachrüstliste“ enthielt insgesamt 39 Anforderungen/Maßnahmen [BMU 2010b]. Nach dem folgenschweren Unfall in Fukushima und dem darauffolgend entschiedenen Ausstieg aus der Atomenergie wurde im Juni 2012 eine aktualisierte Liste mit 25 Anforderungen/Maßnahmen 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]), die im Wesentlichen auch auf die 2012 veröffentlichte Liste zutrifft: So sei das Anforderungsniveau zu niedrig und die Anforderungen seien zu allgemein formuliert. 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.

Bei aller Kritik enthält die BMU-Nachrüstliste auch ein Eingeständnis der vorhandenen Schwachstellen und Sicherheitsdefizite der deutschen Atomkraftwerke. **Ob, und wenn ja, welche Nachrüstungen/Maßnahmen laut BMU-Nachrüstliste 2012 überhaupt erfolgten, ist nicht bekannt.** Ein Einblick in den Umgang mit der BMU-Nachrüstliste wird im folgenden Unterkapitel dargestellt.

2.1 Die BMU-Nachrüstliste und das AKW Grohnde

In einer Studie zum AKW Grohnde Anfang 2013 wurden u.a. die Anforderungen/Maßnahmen der BMU-Nachrüstliste und die sich daraus ergebenden Handlungsanforderungen an die niedersächsische Aufsichtsbehörde dargestellt. Dazu wird das Sicherheitsniveau vom AKW Grohnde und die mögliche Verbesserung durch Maßnahmen gemäß Nachrüstliste diskutiert. [BECKER 2013]

Die Aufsichtsbehörde, das niedersächsische Umweltministerium (NMU), antwortete Anfang 2014 – ein Jahr später – in einer Stellungnahme. [NMU 2014] Einige Punkte werden im Folgenden diskutiert.

Grohnde gehört zu den Druckwasserreaktoren (DWR) der Baulinie 3 (auch Vor-Konvoi-Anlagen), dazu gehören auch Brokdorf und Philippsburg-2. Der vierte Reaktor dieses Typs, Grafenrheinfeld, ist bereits endgültig abgeschaltet. Diese Reaktoren 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. Sie entsprechen aber nicht mehr dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik, denn ihr Basisdesign stammt aus den 1970er Jahren. Sie erreichen nicht einmal das Sicherheitsniveau der 4. Baulinie der DWR (Konvoi-Anlagen) in Deutschland. Im Bericht zur 7. Überprüfungstagung der Konvention zur nuklearen Sicherheit listet das Bundesumweltministerium (BMUB) 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. [BMUB 2016]

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 erfolgt [RENNEBERG 2010].

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 ein neues kerntechnisches Regelwerk verabschiedet wurde. Das vorher gültige kerntechnische Regelwerk stammt aus Ende der 1970er und Anfang der 1980er Jahre.² Das modernisierte Regelwerk, die „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“, ist nur bei Änderungsgenehmigungen sowie bei sicherheitstechnischen Bewertungen durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden heranzuziehen [GRS 2012]. Im März 2015 wurden eine aktualisierte Fassung der Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke sowie den zugehörigen Interpretationen der Sicherheitsanforderungen veröffentlicht. [GRS 2018]

Das NMU erklärte 2014 hinsichtlich der Forderungen (Ia 1 und 2) der Nachrüstliste: *Eine systematische Überprüfung der gültigen Sicherheitsanalysen wurde im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung 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, erfolgte auf Veranlassung der Aufsichtsbehörde Baden-Württemberg eine erweiterte Sicherheitsüberprüfung des typgleichen AKWs Philippsburg 2 auf Grundlage des neuen Regelwerks. Dem Beispiel hätten das NMU und andere Aufsichtsbehörden folgen sollen, sind diese aber nicht.

Auf der Basis des neuen Regelwerks wurde eine erweiterte Sicherheitsüberprüfung für Neckarwestheim-2 (GKN II) und Philippsburg-2 (KKP 2) durchgeführt. Die noch auf der Basis des alten Regelwerks durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen wurden damit ergänzt. Die bestehenden Nachweise werden systematisch überprüft. [BW UM 2016]

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].

In den älteren DWR der 3. Baulinie (Grohnde, Philippsburg und Brokdorf³) war dies 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 in diesen Atomkraftwerken die Qualitätsanforderungen nicht ausreichend gewesen sind, weist ein vom BMU gefördertes Forschungsvorhaben hin. Eine Auswertung der Korrosionsereignisse

² Die Aufsichtsbehörden in Niedersachsen und Bayern waren bis zuletzt gegen die Verabschiedung des neuen Regelwerks.

³ sowie das endgültig abgeschaltete AKW Grafenrheinfeld

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. Es ist 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 dann gewährleistet sein, um einen Kernschmelzunfall zu verhindern. Die Nachrüstliste enthält zwei Maßnahmen für eine potentielle Erhöhung der Sicherheit im Nichtleistungsbetrieb.

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 (Schwerer Unfall)

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.

So 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. [NMU 2014]

Bewertung: Mit dieser Erprobung ist vermutlich die Übung zu einem schweren Unfall in Emsland gemeint, der insgesamt in einem Desaster endete (siehe Kapitel 9.4). 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 Grenzen der Nachrüstungen

Die BMU-Nachrüstliste und der Nationale Aktionsplan (siehe Kapitel 3) zeigen die vorhandenen Schwachstellen und Sicherheitsdefizite von deutschen Atomkraftwerken auf. Da sowohl in der BMU-Nachrüstliste als auch im Nationalen Aktionsplan meist nur sehr allgemeine Anforderungen formuliert wurden, hing es von den jeweiligen Aufsichtsbehörden ab, wie sie diese konkretisieren, 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 BMU-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 der Verhältnismäßigkeit 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. Es ist Praxis der Betreiber, Nachrüstungen über Jahre verteilt in der geplanten Stillstandszeit für Revision/Brennelementwechsel durchzuführen, um wirtschaftliche Einbußen durch zusätzliche Stillstandszeiten zu vermeiden. Beispiel: 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 am Anfang ihrer Einsatzzeit 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 (siehe Kapitel 6.1). Unter den bestehenden Randbedingungen entstehen durch Wartungs-/Instandhaltungs- und Montagefehler sowie durch den Einbau nicht spezifikationsgerechter Bauteile zusätzliche Fehler in den Atomkraftwerken.

2.3 Fazit

Da in der BMU-Nachrüstliste nur sehr allgemeine Anforderungen formuliert wurden, hing es von den jeweiligen Aufsichtsbehörden ab, ob und in welchem Umfang sie Überprüfungen und Maßnahmen fordern. Theoretisch bietet die BMU-Nachrüstliste 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. **Wesentliches Kriterium ist die Zumutbarkeit für den Betreiber und nicht der Schutz der Bevölkerung.**

Die Äußerungen der niedersächsischen Aufsichtsbehörde (NMU) in der Diskussion um die BMU-Nachrüstliste erweckt den Anschein einer geringen Distanz zum Betreiber. So wurde zu fast allen

Punkten der Nachrüstliste behauptet, eine Nachrüstung wäre nicht erforderlich, auch wenn das zunächst nur die Meinung des Betreibers war und eine Untersuchung der Aufsichtsbehörde oder ihrer Gutachterorganisationen noch nicht abgeschlossen waren. 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.

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.

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.

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 führten zu internationalen und nationalen Überprüfungen der Sicherheit von Atomkraftwerken. Zwei dieser Tests, der Europäische Stresstest und die Sicherheitsüberprüfungen der RSK werden im Folgenden dargestellt.

3.1 RSK-Sicherheitsüberprüfung

Als eine Reaktion auf den Unfall in Fukushima hat die Bundesregierung zusammen mit den Ministerpräsidenten der Länder mit Standorten von Atomanlagen am 14. März 2011 beschlossen, die Sicherheit aller Atomanlagen in Deutschland zu überprüfen. Das damalige Bundesumweltministerium (BMU) hat im Jahr 2011 die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) beauftragt, die **anlagenspezifische Sicherheit** aller deutschen Atomkraftwerke zu bewerten. [BMUB 2016]

Die RSK hat in einer Stellungnahme vom 17. Mai 2011 erste Maßnahmen zur Verbesserung der Robustheit⁴ der deutschen Atomkraftwerke empfohlen. Die RSK definierte für die verschiedenen möglichen Einwirkungen, aufbauend auf einem Basislevel, drei durch unterschiedlich hohe Sicherheitsanforderungen gekennzeichnete Robustheitslevel. Die RSK-Experten hielten es für angemessen, dass mindestens Robustheitslevel 1 angestrebt wird [RSK 2011]. Nach weiterer Beratung hat die RSK das Ergebnis ihrer Sicherheitsüberprüfung und den erforderlichen Nachrüstbedarf in einer Empfehlung vom 26./27.09.2012 veröffentlicht [RSK 2012]. Zudem veröffentlichte die RSK zu speziellen Themen in den nächsten Jahren weitere Stellungnahmen.

Zusammen mit der VGB⁵ haben die Betreiber der deutschen Atomwerke zur anlagenspezifischen Umsetzung der RSK-Empfehlungen eine generische Vorgehensweise zur Analyse der Sicherheitsvorkehrungen der Atomkraftwerke angestoßen. Die Ergebnisse der VGB lagen der RSK im Dezember 2013 vor. Die RSK hat auf Basis der VGB-Konzepte die Umsetzung ihrer Empfehlungen beraten und hierzu 2017 die RSK-Stellungnahme *„Bewertung der Umsetzung von RSK-Empfehlungen im Nachgang zu Fukushima“* verfasst. Aufgabe dieser RSK-Stellungnahme war die Bewertung, ob die vorgestellten Konzepte geeignet sind, die RSK-Empfehlungen zu erfüllen. **Eine Bewertung, ob die einzelnen Empfehlungen entsprechend den VGB-Konzepten anlagenspezifisch geeignet umgesetzt wurden, ist nicht Gegenstand der Stellungnahme.** [RSK 2017]

Die in der RSK-Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) ausgewiesenen Robustheitslevel wurden von der VGB nicht zur Bewertung der Robustheit herangezogen. Dennoch kommt die RSK aufgrund der vorliegenden Informationen zur Einschätzung, dass im Falle anlagenspezifischer sachgerechter Umsetzung der vom VGB vorgestellten Konzepte sowie bei Berücksichtigung der Hinweise der RSK in der Stellungnahme weitestgehend ein Niveau der Robustheit erreicht wird, das im Bereich von Robustheitslevel 1, teilweise auch darüber liegt.

Durch das vorgestellte Konzept sieht die RSK ihre Empfehlungen im Wesentlichen als erfüllt an. Aus Sicht der RSK wurden verbliebene, anlagenspezifisch zu bewertende Punkte aufgezeigt. Die Genehmigungs- bzw. Aufsichtsbehörden der Länder sollen diese **Empfehlungen der RSK in eigener Zuständigkeit in den Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren, insbesondere auf**

⁴ Nach dem Unfall in Fukushima hat sich die RSK mit der Robustheit des Sicherheitskonzepts der AKWs in Deutschland befasst. Dabei ging es um die Fragen, ob und wie weit selbst bei höheren Belastungen und Anforderungen als für die Auslegung angenommen das Sicherheitskonzept „noch trägt“ und mit welchen Maßnahmen die Robustheit weiter erhöht werden kann. [RSK 2017]

⁵VGB=Vereinigung der Großkesselbesitzer e.V., ein Verband, in dem die Betreiber der AKW organisiert sind.

anlagenspezifische Relevanz prüfen. An folgenden Beispielen soll verdeutlicht werden, welche Einschränkungen die RSK in ihrer abschließenden Bewertung macht:

- **Beispiel 1:** Hinsichtlich der Überprüfung des Notfallschutzkonzepts im Hinblick auf Einspeisemöglichkeiten zur Kühlung der Brennelemente und zur Sicherstellung der Unterkritikalität wird erklärt: Bei Nutzung der Hochdruck (HD)-Pumpen des Volumenregelsystems für die Notfallmaßnahme zur Einspeisung in das Reaktorkühlsystem, sieht die RSK dies nur dann in Einklang mit ihren Forderungen, wenn neben einer ganzen Reihe von technischen Anforderungen⁶ auch die Realisierung der Notfallmaßnahme innerhalb weniger Stunden gewährleistet ist.
- **Beispiel 2:** Es wurde ein Konzept für eine Notfallmaßnahme zum Ausfall der primären Wärmesenke mit verkürzter Kühlkette vorgestellt. Wenn das Konzept wie beschrieben sachgerecht umgesetzt wird und die Wirksamkeit der Maßnahmen (insbesondere erforderliche Einspeiseraten, Wärmeabfuhrleistung und ganzjährige, langfristige Verfügbarkeit) anlagenspezifisch bestätigt ist, wird aus Sicht der RSK ihre Empfehlung erfüllt.
- **Beispiel 3:** Das von den Betreibern dargestellte generische Konzept für Maßnahmen und Strategien zur Beherrschung auslegungsüberschreitender **Überflutungen des Ringraums** ist nach Auffassung der RSK geeignet, die entsprechenden RSK-Empfehlungen zu erfüllen, sofern bestimmte Voraussetzungen erfüllt sind.⁷ Außerdem sollte anlagenspezifisch die Umsetzbarkeit der vorgesehenen Maßnahmen innerhalb der zur Verfügung stehenden Zeit (Karenzzeit) verifiziert sein.

Bewertung: Die Sicherheitsüberprüfungen erfolgte am Schreibtisch. Die Notfallmaßnahmen sind nur dann geeignet, wenn technische Voraussetzungen erfüllt sind und sie in kurzer Zeit durchführbar und. Ob das möglich ist, bewertet die RSK nicht. Aber gerade die nicht gewährleistete Durchführbarkeit der vorgesehenen Notfallmaßnahmen war eine Kritik des ENSREG Peer Review Teams im Rahmen des EU Stresstests (siehe Kapitel 3.2)

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 u.a., 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 in allen europäischen Atomkraftwerken hin.

⁶ Kühlung der Kühlstellen der Hochdruck-Pumpe auch bei Unverfügbarkeit des Komponentenkühlsystems; Stromversorgung für den Betrieb der HD-Pumpe auch bei Unverfügbarkeit der Eigenbedarfsversorgung und der D1-Diesel (z. B. über 3. Netzanschluss oder Notfalldiesel); Möglichkeit zur Einspeisung von Wasser und Bor aus Bereichen außerhalb des Reaktorgebäudes; Berücksichtigung von Maßnahmen in den Notfallprozeduren, um erforderliche Verriegelungen aufzuheben, die eine Einspeisung über die HD-Pumpe verhindern würden.

⁷ Eine auslegungsüberschreitende Ringraumüberflutung mit Ausfall von Messumformern kann zu komplexen Anlagenzuständen führen, so dass kurzfristig Eingriffe in das Reaktorschutzsystem sowie Ersatzinformationen anstelle ausgefallener Messungen erforderlich werden können, daher sollte ein NHB-Kapitel im Notfallhandbuch (NHB) mit der Darstellung des zu erwartenden Systemverhaltens und den notwendigen Maßnahmen zur Beherrschung derartiger Szenarien implementiert sein.

In der ersten Phase (bis 31.10.2011) führten die Betreiber der Atomkraftwerke eine Selbstbewertung ihrer Anlagen durch. Die Betreiberberichte lagen 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 sollte jedes Land nationale Aktionspläne aufstellen, um die identifizierten Schwachstellen zu beheben.

Das BMUB erklärt bzgl. des Nationalen Aktionsplans in Deutschland: „Der Aktionsplan für Maßnahmen in den Kernkraftwerken 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.“ [BMUB 2014]. **Der Umfang der geforderten Sicherheitsüberprüfung wird also hinsichtlich der verbleibenden Restlaufzeiten begrenzt.**

Der Nationale Aktionsplan umfasst 24 Maßnahmen.⁸ Die Aufsichtsbehörden der Länder erstellten im eigenen Ermessen anlagenspezifische Aktionspläne für die jeweiligen Atomkraftwerke. Der Aktionsplan für Gundremmingen beispielsweise umfasste nur 14 sehr allgemeine Anforderungen/Maßnahmen. Auch der Umfang der zur Verfügung gestellten Informationen differierte zwischen den einzelnen Bundesländern. Der Plan von Baden-Württemberg enthielt zum Beispiel deutlich mehr Informationen als jener von Bayern.

Der Ende 2014 veröffentlichte aktualisierte Aktionsplan zeigte, dass viele der geplanten Maßnahmen von 2012 bis 2014 durchgeführt wurden. Einige dieser Aktivitäten waren Studien, die weitere Maßnahmen benötigen. Diese und die anlagenspezifischen Prüfungen der Empfehlungen sollen im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren umgesetzt werden. [BMUB 2014] Die zunächst zumindest teilweise vorhandene **Transparenz fehlt damit wieder vollständig.**

Im Dezember 2017 wurde mit der vierten Fortschreibung des deutschen Aktionsplanes der abgeschlossene Nationale Aktionsplan veröffentlicht. [BMUB 2017]

3.3 Sicherheitsdefizite

Im Folgenden werden einige in den Sicherheitsüberprüfungen festgestellten Sicherheitsdefizite und der Umgang damit 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 2012, 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 ist als Mindestwert für die Auslegung eines Atomkraftwerks gegen Erdbeben in den europäischen Anforderungen (festgeschrieben in den WEN-RA Referenzlevel) festgelegt.

Die Erdbebenauslegung im AKW Grohnde entspricht nicht dem international empfohlenen Mindestwert von 0,1 g.⁹ Zudem fand die letzte Bewertung der Erdbebengefährdung vor rund 20 Jahren (1998) statt. [BMU 2011]

⁸ Zunächst umfasste der Nationale Aktionsplan 23 Maßnahmen, in der aktualisierten Version wurde eine Maßnahme bzgl. Extremwetterereignisse ergänzt.

⁹ Auch Brokdorf und Isar-2 sind nicht gegen den geforderten Mindestwert von 0,1 g ausgelegt.

Die zuständige Aufsichtsbehörde (NMU) erklärte 2014 dennoch: *Ein Nachrüstungsbedarf zum Erdbebenschutz des AKW Grohnde besteht nicht.*

Die RSK hält eine grundsätzliche Neubewertung der Erdbebenrisiken in Deutschland für erforderlich [RSK 2011]. Die RSK weist in ihrer Sicherheitsüberprüfung 2011 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 (d.h. Philippsburg und Neckarwestheim) vermutlich unterschätzt wurde. [BMLFUW GE 2014]

Die Bewertung der einzelnen Anlagen nahm die RSK 2011 daher vorbehaltlich einer neuen Einstufung im Sinne einer Höherstufung der Erdbebengefährdung vor. Dennoch erreichen fünf der noch betriebenen sieben Anlagen (Gundremmingen C, Grohnde, Isar-2, Philippsburg-2, Emsland) nicht einmal Level 1. Diese fünf Anlagen konnten keine Auslegungsreserven hinsichtlich Erdbeben nachweisen.¹⁰

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

Für Brokdorf, Isar-2, Emsland und Grohnde war laut Nationalem Aktionsplan anlagenspezifisch eine systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitendem Erdbeben geplant. Diese sind inzwischen erfolgt, welche Ergebnisse diese Überprüfungen hatten, ist nicht bekannt. Im abschließenden Nationalen Aktionsplan wird nur Folgendes erklärt:

- für Brokdorf, Isar-2 und Grohnde: Mit den bestehenden und neuen Notfallmaßnahmen können die vitalen Funktionen auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen aufrechterhalten/wiederhergestellt werden.
- für Emsland: Im Ergebnis ist 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.

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

Wie bereits erwähnt, beschränkt sich die Bewertung der RSK auf die Fragen, ob die von den Betreibern für alle DWR-Anlagen gemeinsam vorgestellte Vorgehensweise den Empfehlungen der RSK entspricht und die Ergebnisse der entsprechend durchgeführten Untersuchungen grundsätzlich plausibel sind. **Eine Bewertung der anlagenspezifischen Umsetzung wird nicht vorgenommen.**

Die RSK kam zu dem Ergebnis, dass der von den Betreibern gewählte methodische Ansatz zur Ausweisung von Reserven mit der RSK Empfehlung übereinstimmt. Die von den Betreibern beschriebenen Verfahren zur Ermittlung von Reserven (mittels einer seismischen probabilistischen Sicherheitsanalyse – SPSA) entsprechen der international üblichen Vorgehensweise. [RSK 2017]

Die vom VGB angegebenen Reserven liegen für Anlagen mit SPSA hinsichtlich der PGA-Werte um etwa einen Faktor 2 oberhalb der bei der Errichtung zu Grunde gelegten Werte. Dies entspricht in etwa einer gegenüber der Bemessungseinwirkung um eine Intensitätsstufe erhöhten Einwirkung und somit Robustheitslevel 1.

¹⁰ 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.

Nach Kenntnis der RSK liegt allerdings das aktuelle Bemessungserdbeben für Grohnde (unter Bezug auf eine Eintrittshäufigkeit von 10-5/a) oberhalb der bei der Errichtung zu Grunde gelegten Werte. Die RSK bezieht sich dabei auf ein seismologisches Gutachten für den Standort des Atomkraftwerkes Grohnde aus 1998.

Auf Basis der vorliegenden Angaben ist nach Ansicht der RSK für Anlagen mit SPSA – bis auf für Grohnde – die Erreichung des Robustheitslevels 1 plausibel.

Bei den Anlagen, für die keine seismische PSA erstellt wurde, sind aus Sicht der RSK die vom VGB vorgestellten Elemente der Übertragbarkeitsbetrachtung geeignet, die Umsetzung der entsprechenden RSK Empfehlung zu erfüllen. Die vom VGB vorgebrachten grundsätzlichen Überlegungen für eine Übertragbarkeit dieses Ergebnisses auf andere DWR-Anlagen mit einem Bemessungs-PGA Wert < 0,1 g sind aus Sicht der RSK nachvollziehbar.

Die RSK betont aber, dass vor dem Hintergrund des meldepflichtigen Ereignisses (ME 16/063) „Fehlerhafte Verbindungsbolzen an Halterungen von Lüftungskanälen“ in Philippsburg 2 im Dezember 2016 in der RSK allerdings noch eine generische Beratung zur Belastbarkeit der SPSA Ergebnisse stattfindet. In der Ursachenüberprüfung des als INES 1 klassifizierten Ereignisses wurden festgestellt, dass die für die Auslegung gegen Erdbeben und Flugzeugabsturz vorgesehene bautechnische Entkopplung zwischen der Raumdecke und den Wänden im Notspeisegebäude nicht an jeder Stelle eingehalten wird, so dass die Funktion der Wärmeabfuhr von den Komponenten im Notspeisegebäude (elektrotechnische Anlagen, Notspeise-Notstromdiesel, Elektronikschränke) im Störfall und bei Notstandsfällen (Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) und somit die Funktion der Komponenten nicht gewährleistet ist. (siehe Kapitel 6.1)

Bewertung: Ob und wenn ja, welche Konsequenzen die niedersächsische Aufsichtsbehörde aus der Bewertung der RSK bezüglich des Defizits für Grohnde zieht, ist nicht bekannt.

Zu bedenken ist auch, dass der Sicherheitszustand auf dem Papier nicht zwangsläufig dem real vorhandenen Sicherheitszustand entspricht, wie das o.g. Beispiel in Philippsburg 2 zeigt.

Was aber in Deutschland fehlt, ist eine umfassende Neubewertung des Erdbebenrisikos, wie es etwa in der Schweiz mit dem PEGASOS-Projekt [ENSI 2018] durchgeführt worden ist. Darauf hatte auch die RSK in ihrer Sicherheitsüberprüfung nach Fukushima 2011 hingewiesen.

3.3.2 Mängel im Hochwasserschutz

Laut RSK-Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) aus 2011 ist eine abschließende Beurteilung der Reserven hinsichtlich Hochwassers im ersten Schritt der Sicherheitsüberprüfung nicht möglich. Belastbare Bewertungen sind aufgrund der vielen bestehenden Unsicherheiten bei der Bewertung von Extremhochwasser grundsätzlich schwierig. 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. Grohnde). [RSK 2011]

Als Wasserstand eines Hochwassers gegen das **Grohnde** ausgelegt sein muss, wurde eine Höhe von 73,0 mNN ermittelt. Das AKW wurde u.a. durch Abdichten von Gebäudeöffnungen für einen Wasserstand auf dem Gelände von 73,6 mNN ausgelegt bzw. geschützt. Laut RSK ist damit Robustheitslevel 1 nicht erreicht, da nur ein Sicherheitsabstand von 60 cm statt 100 cm besteht [RSK 2011]. Hinsichtlich der Hochwassergefährdung ist zu bedenken, dass das Kraftwerksgelände auf einer Höhe von 72,2 mNN liegt und so schon bei dem errechneten Bemessungshochwasser 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.* [NMU 2014] Laut Angaben im abschließenden Aktionsplan ist mit den umgesetzten Maßnahmen ein ausreichender Schutz gewährleistet. [BMUB 2016] Offenbar waren weder aus Sicht des Betreibers noch der Aufsichtsbehörde zusätzliche Maßnahmen erforderlich.

Bezüglich Hochwassers 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-SÜ aus 2011 haben nur Emsland und Isar-2 Robustheitslevel 1 erreicht [RSK 2011].

Laut Nationalem Aktionsplan sind in Neckarwestheim-2 und Philippsburg-2 Zugänglichkeit und Sicherheit bei Hochwasser gewährleistet. Für Brokdorf ist laut anlagenspezifischem Aktionsplan mit den umgesetzten Maßnahmen ein ausreichender Schutz gewährleistet. Weitere Informationen liegen nicht vor. [BMUB 2017]

Für **Gundremmingen** wurde im Rahmen des Stresstests 2011 angegeben, dass bereits beim Auslegungshochwasser das Anlagengelände überschwemmt ist. Neuberechnungen, in denen das Donautal genauer modelliert wurde, zeigten, dass der Wasserstand doch eine geringe Höhe hat, so dass der Standort bei Auslegungshochwasser überflutungsfrei bleibt. [BMUB 2015]. **Die Differenz beträgt jedoch nur 8 cm und liegt somit im Rahmen der Unsicherheiten.** Zusätzlich wurden aber Vorkehrungen für die temporäre Aufstellung von mobilen Spundwänden zur Verbesserung der Zugänglichkeit für diejenigen Zugangstüren, bei denen der bauliche Hochwasserschutz (Treppen) innerhalb der Gebäude realisiert ist, getroffen. [BMUB 2017]

Laut abschließender Bewertung der RSK sind bei standortspezifischer Bestätigung der Betreiberangaben die von der RSK genannten Kriterien für Robustheitslevel 1 für Gundremmingen erfüllt.

In der abschließenden Bewertung der RSK aus 2017 zum Hochwasser ergibt sich aus den Angaben der Betreiber dass auch ein Hochwasser mit einer Extrapolation auf eine Eintrittshäufigkeit von $10-5/a$ abgedeckt wäre. Bei standortspezifischer Bestätigung der Betreiberangaben sind die von der RSK genannten Kriterien für Robustheitslevel 1 erfüllt.

Das VGB-Konzept und auch die entsprechende positive Bewertung der RSK verlieren ihre Glaubwürdigkeit, angesichts der Tatsache, dass die Berechnung des möglichen Hochwassers nicht den Anforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik entsprach. Vor dem Hintergrund neuerer internationaler Regelwerksentwicklungen, insbesondere in Frankreich im Nachgang zum Überflutungsereignis in Blayais an der Gironde im Dezember 1999 sowie dem in Reaktion auf die Ereignisse in Fukushima neu erstellten Issue T der WENRA Reference Levels, hat ein Ausschuss der RSK über verschiedene Aspekte bei der Ermittlung des Bemessungshochwassers von 2012 bis 2015 beraten und überprüft, inwieweit gegenüber den bestehenden diesbezüglichen Anforderungen im deutschen Regelwerk Konkretisierungen empfohlen werden sollten. [RSK 2016d]

Die RSK stellt fest: Es ergeben sich hinsichtlich der Bestimmung des Bemessungshochwassers neue Aspekte. Dies betrifft die Forderungen nach einer systematischen Bewertung von Unsicherheiten im Rahmen der Hochwassergefährdungsanalyse sowie nach einem durchzuführenden Vergleich des ermittelten Bemessungshochwassers mit historischen Ereignissen. Die von der RSK im Jahr 2016 ausgesprochenen Empfehlungen stellen die vorherige Bewertung der Aufsichtsbehörde in Frage:

- Empfehlung 1: Die aleatorischen (zufälligen) und epistemischen (wissensmäßigen) Unsicherheiten der Hochwassergefährdungsanalyse sollten systematisch erfasst und hinsichtlich der Erfordernisse ihrer Berücksichtigung für ein konservatives Ergebnis bewertet werden.
- Empfehlung 2: Das bei der Ermittlung des Bemessungshochwassers erzielte Berechnungsergebnis sollte mit historisch belegten Hochwasserereignissen in der Region verglichen werden, um die Abdeckung zu überprüfen. Dabei ist die Übertragbarkeit der historischen Ereignisse auf die aktuellen Randbedingungen zu beachten.

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. Eine aktuelle Studie hat diesen Trend erneut bestätigt. [EASAC 2017]

Die RSK hatte zum Thema Extremwetterereignisse 2013 eine Stellungnahme veröffentlicht. [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. Außerdem könnten die Gitter bzw. Lamellen in den Bauwerksöffnungen für die Lüftung oder die Zuluft der Notstromdiesel vereisen bzw. bei Schneefall zugeweht werden. Es sollte für beide Sachverhalte gezeigt werden, dass dies entweder nicht zu unterstellen ist, oder dass Vorkehrungen zur Verhinderung (z.B. Beheizung) bzw. zur Beherrschung der Auswirkungen getroffen und ausreichend wirksam bzw. robust sind.
- In der abschließenden Stellungnahme der RSK aus 2017 wird bzgl. der von Einwirkung Eisregen, Eissturm, Schneesturm eine ausreichende Robustheit für die Ansaugung der Verbrennungsluft der Diesel dann gesehen, wenn die Wetterschutzgitter elektrisch beheizt werden können. **Es wird aber nicht erklärt und es ist auch nicht bekannt, ob das für alle Atomkraftwerke der Fall ist.**

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 die 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]

In den anlagenspezifischen Aktionsplänen für Gundremmingen und Grohnde 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. Für Grohnde wird erklärt, dass keine zusätzlichen Maßnahmen vorgesehen sind.

Eine Bewertung, wie ernsthaft die Überprüfungen bzgl. negativer Auswirkungen von Extremwetterereignissen in den einzelnen Atomkraftwerken durchgeführt wurden, ist nicht möglich, da jegliche Transparenz der Analysen bzw. ihrer Annahmen und Ergebnisse fehlt.

Die Einschätzung der VGB, dass aufgrund des Auslegungskonzepts und der Auslegungsreserven eine deutliche Robustheit gegenüber diesen Einwirkungen vorhanden ist, hält die RSK in der **generischen Bewertung** trotz der nicht vorhandenen Quantifizierung von Reserven für plausibel.

Zum Thema „Blitzeinwirkung“ wurde eine gesonderte Stellungnahme der RSK „Blitze mit Parametern oberhalb der genormten Blitzstromparameter“ veröffentlicht. Blitzeinschläge führen zu Spannungsbelastungen an elektrischen und elektronischen Einrichtungen.

Der VGB wies daraufhin, dass der Bedarf der Nachrüstung von Überspannungsschutzgeräten bereits im Vorfeld erkannt wurde. Durch die Analyse wurde der Bedarf bestätigt.

Die Nachweisführung wurde für ein konkretes AKW als Referenzanlage angewendet. Die RSK fordert anlagenspezifische Analysen, da eine generelle Übertragung der Ergebnisse der Analyse der Referenzanlage auf andere Anlagen aus Sicht der RSK nicht möglich ist. Inwieweit diese inzwischen erfolgt sind, ist nicht bekannt.

3.3.4 Defizite der Kühlung des Lagerbeckens

Eine wesentliche Lehre aus dem Unfall in Fukushima war die Neubewertung der Gefahr, dass es in Folge eines schweren Unfalls zu Freisetzungen aus den in den Brennelementlagerbecken gelagerten Brennelementen kommen kann.

Der Nationale 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. 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 Sicherheitsbehälters (SHB) zugänglicher, fest installierter Einspeisepfad für Kühlwasser in das Brennelementlagerbecken für Notsituationen geschaffen.

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 betreffen insbesondere Vorschriften bezüglich der Instandhaltungsarbeiten.

Die durchgeführten Verbesserungen setzen jedoch die Integrität des Lagerbeckens voraus.

Nach einer massiven äußeren Einwirkung auf das Reaktorgebäude in Folge eines Terrorangriffs mit einem großen Verkehrsflugzeug oder durch einen gezielten Sprengstoffanschlag sowie möglicherweise durch ein auslegungsüberschreitendes Erdbeben sind schwere Schäden am Brennelement-Lagerbecken möglich, die ein Ausfließen des Kühlmittels (Wasser) zur Folge haben könnten. Nach einem vollständigen oder teilweisen Trockenfallen der Brennelemente heizen sich diese auf. Eine massive Freisetzung bis hin zu einer praktisch vollständigen Freisetzung des Cäsium-Inventars der gelagerten Inventare ist nicht auszuschließen.

Das Lagerbecken in **Grohnde** hat 556 verfügbare Plätze zur Lagerung von Brennelementen, Ende 2011 waren davon 537 belegt. Im Lagerbecken befinden sich fast dreimal so viele Brennelemente wie im Reaktorkern (193 BE) selbst. [BECKER 2013]

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 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. In einer groben Abschätzung ermittelte sich ein Cäsium-137 (Cs-137) Inventar von rund 3.100 PBq. Eine Freisetzung an Cs-137 (310–3.100 PBq) wäre bei einem schweren Unfall mit Schmelzen der Brennelemente möglich, die um eine bzw. zwei Größenordnungen höher als die Freisetzung in Tschernobyl bzw. Fukushima liegt. [UMWELTBUNDESAMT 2017]

3.3.5 Möglichkeit von Wasserstoffexplosionen

In Fukushima kam es im Verlauf des Unfalls zu mehreren Wasserstoffexplosionen. Auch in deutschen Atomkraftwerken ist es möglich, dass der bei einem schweren Unfall gebildete Wasserstoff in Folge von Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter (SHB) in Räumlichkeiten außerhalb des SHB gelangen könnte, und Wasserstoffexplosionen resultieren. Auf Veranlassung des BMUB hat sich die RSK im Jahr 2015 mit dem Thema „Wasserstofffreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter“ befasst. [RSK 2015b]

Im Ergebnis der Beratungen der RSK wurden drei Empfehlungen abgegeben, nach denen anlagenspezifisch zu zeigen ist, dass Wasserstoffverbrennungen nicht zu sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen führen. [BMUB 2016]

Die RSK sieht 2017 für die Druckwasserreaktoren (Brokdorf, Emsland, Grohnde, Isar-2, Neckarwestheim-2, Philippsburg-2) die Realisierung einer Maßnahme unter Nutzung der Einrichtungen zu Umwälzung und Austausch der Ringraumatmosfera als zielgerichtet an. Die RSK schränkt aber ein, dass für die Realisierung die Wirksamkeit und Funktionsfähigkeit einschließlich der erforderlichen Stromversorgung unter den anlagenspezifischen Gegebenheiten gezeigt werden muss. [RSK 2017]

3.3.6 Einführung der Severe Accident Management Guidelines (SAMGs)

Die sogenannten SAMGs (Severe Accident Management Guidelines), die Handlungsanweisungen für die Betriebsmannschaft während eines schweren Unfalls vorgeben, wurden in Deutschland – anders als in anderen Ländern – erst nach dem Unfall in Fukushima implementiert.

Von den Betreibern der deutschen Atomkraftwerke wurde ein generisches Konzept für die SAMGs entwickelt. [BMUB 2017] Die SAMGs sind in einem neuen Handbuch für Mitigative Notfallmaßnahmen (HMN) als Ergänzung zu bestehenden Notfallhandbüchern (NHB) festgelegt. Die Einführung der SAMG/des Handbuches mitigativer Notfallmaßnahmen (HMN) in den Anlagen ist inzwischen erfolgt. Laut RSK lässt die Struktur des HMN keine generischen Fragen offen. Die RSK weist aber auf folgende wichtige Punkte hin, die die Betreiber in der weiteren Überarbeitung berücksichtigen sollten:

- Da die Verfügbarkeit der Instrumentierung von besonderer Bedeutung ist, sollte anlagenspezifisch im Detail nachvollzogen werden, inwieweit für die im HMN referenzierten Messstellen eine Verfügbarkeit unter der Berücksichtigung der Umgebungsbedingungen der unterschiedlichen Szenarien und Kernschadenzustände gegeben ist.
- Die Auswirkungen der im HMN behandelten Kernschadenzustände auf die Nutzbarkeit der Infrastruktur sollten im Sinne einer Worst-Case-Betrachtung systematisch analysiert werden. Die Auswirkungen von darin festgestellten Unverfügbarkeiten sollten in der Darstellung im HMN Berücksichtigung finden.

Die Anwendung der SAMGs soll in Trainings geübt werden. Laut Willschütz (Preussen Elektra) zeigen die Erfahrung mit der Einführung der SAMGs, dass es schwierig sei, der AKW-Betriebsmannschaft das Verhalten der Anlage im Unfall beizubringen und Interventionsmaßnahmen zu trainieren, da das Personal davon ausgeht ein schwerer Unfall werde in deutschen AKWs sicher verhindert. [WILLSCHÜTZ 2017]

3.4 Fazit

Der folgenschwere Unfall im Atomkraftwerk Fukushima Dai-ichi war vorhersehbar und hätte verhindert werden können. Unfallursache war nicht, wie zunächst immer betont, das unkalkulierbare Restrisiko. Eine Vielzahl von Fehlern und vorsätzlichen Nachlässigkeiten hat zum Unfall geführt. Die Aufsichtsbehörde hat zudem international 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 EU 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 war die Situation in Deutschland vergleichbar mit der Situation in Japan.**

Im Anschluss an den EU Stresstest sollte jedes Land nationale Aktionspläne aufstellen, um die identifizierten Schwachstellen zu beheben. Der deutsche Aktionsplan wurde unter Berücksichtigung der **Restlaufzeiten der Atomkraftwerke begrenzt.**

Das ENSREG Fact-Finding Team, das die EU Stresstest Ergebnisse im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung bewertete und eine Ortsbesichtigung vom 12. bis 14. September 2012 in Gundremmingen durchführte, zeigte sich besorgt über den geringen Umfang der geplanten Nachrüstmaßnahmen: Das Team forderte, dass ungeachtet der verbleibenden Betriebszeit die nukleare Sicherheit die übergeordnete Priorität besitzen sollte. [ENSREG GE 2012]

Die Aufsichtsbehörden der Länder erstellten im eigenen Ermessen anlagenspezifische Aktionspläne für die jeweiligen Atomkraftwerke. Eine Bewertung, wie ernsthaft die Überprüfungen bzgl. negativer Auswirkungen von extremen Ereignissen (Erdbeben, Hochwasser und Extremwetterereignisse) in den einzelnen Atomkraftwerken durchgeführt wurden, ist nicht möglich, da jegliche Transparenz der Analysen bzw. ihrer Annahmen und Ergebnisse fehlt. Anders als für den EU-Stresstest gedacht, erfolgt die Implementierung der Maßnahmen in einem ganz und gar nicht transparenten Prozess.

Inzwischen gilt der Nationale Aktionsplan als abgeschlossen. Das BMUB bat sein Beratungsgremium, die RSK, um eine Bewertung der implementierten Maßnahmen/Aktivitäten. Die Ergebnisse wurden Ende 2017 veröffentlicht. Anders als erforderlich, erfolgte die Bewertung der RSK aber nicht anlagenspezifisch. Die AKW-Betreiber hatten zusammen mit der VGB ein generisches Konzept zur Bewältigung der Maßnahmen erstellt. Durch das VGB-Konzept sieht die RSK ihre Empfehlungen zwar im Wesentlichen als erfüllt an, die RSK weist aber auf eine ganze Reihe noch verbliebener, anlagenspezifisch zu bewertende Punkte hin.

Bezüglich **Erdbeben** hält die RSK anhand des VGB-Konzepts für alle Atomkraftwerke – bis auf für Grohnde – einen ausreichenden Schutz für plausibel. (Ob, und wenn ja, welche Konsequenzen die niedersächsische Aufsichtsbehörde bezüglich des Defizits für Grohnde zieht, ist nicht bekannt.)

Die RSK betont aber, dass vor dem Hintergrund des meldepflichtigen Ereignisses „Fehlerhafte Verbindungsbolzen an Halterungen von Lüftungskanälen“ in Philippsburg-2 im Dezember 2016 noch eine generische Beratung zur Glaubwürdigkeit der VGB-Ergebnisse zum Erdbebenschutz stattfinden muss. In der Ursachenüberprüfung des als INES 1 klassifizierten Ereignisses wurde festgestellt, dass die für die Auslegung gegen Erdbeben und Flugzeugabsturz vorgesehene bautechnische Entkopplung im Notspeisegebäude nicht an jeder Stelle eingehalten wird, so dass im Störfall und bei Notstandsfällen die Funktion wichtiger Systeme nicht gewährleistet ist. Was in Deutschland aber vor allem fehlt, ist eine umfassende Neubewertung des Erdbebenrisikos, wie es etwa in der Schweiz mit dem PEGASOS-Projekt durchgeführt worden ist. Darauf hatte auch die RSK in ihrer Sicherheitsüberprüfung 2011 hingewiesen.

Das VGB-Konzept und auch die entsprechende positive Bewertung der RSK zum **Hochwasserschutz** verlieren ihre Glaubwürdigkeit, angesichts der Tatsache, dass die Berechnung des möglichen Hochwassers nicht dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprach.

Die RSK schränkt an vielen Stellen ein, dass die implementierten **Notfallmaßnahmen** nur dann geeignet sind, wenn technische Voraussetzungen erfüllt sind und sie in kurzer Zeit durchführbar sind. Ob das möglich ist, bewertet die RSK nicht. Aber gerade die nicht gewährleistete Durchführbarkeit der vorgesehenen Notfallmaßnahmen war eine wesentliche Kritik des ENSREG Peer Review Teams im Rahmen des EU Stresstests.

Der Umfang der erfolgten Maßnahmen ist insgesamt schwer zu bewerten. Die „Verbesserung“ des Schutzes vor externen Ereignissen geschah vor allem auf dem Papier, z. B. durch Abbau von Sicherheitsmargen. Gerade hinsichtlich der angemessenen Berücksichtigung der externen Einwirkungen (Erdbeben, Hochwasser und Extremwetterereignisse) scheint Deutschland nicht von den Erfahrungen aus Fukushima gelernt zu haben.

4 Neue Sicherheitsanforderungen in Europa

Im letzten Jahrzehnt sind in Europa neue Sicherheitsanforderungen für Atomkraftwerke zur Harmonisierung der verschiedenen nationalen Regelwerke formuliert worden. Diese wurden nach dem Unfall in Fukushima noch einmal erweitert und konkretisiert. In diesem Kapitel wird untersucht, welche Konsequenzen diese Sicherheitsanforderungen auf die Sicherheit bzw. Risiken von deutsche Atomkraftwerke haben.

4.1 WENRA Referenzlevel für bestehende Atomkraftwerke

Die Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) hat Referenzlevel (RL) definiert, die Vorgaben für die Auslegung und den Betrieb sowie Vorkehrungen gegen Notfälle von Atomkraftwerken enthalten.¹¹ Die erste Version der RL mit insgesamt 295 RL wurde 2008 veröffentlicht. Im Jahr 2015 mussten in Deutschland noch 10 der 295 WENRA RL 2008 in das Regelwerk übernommen werden. [NÜNIGHOFF 2015]

Im September 2014 veröffentlichte WENRA eine überarbeitete Fassung der Referenzlevel. Diese jetzt insgesamt 342 RL berücksichtigen die Erfahrungen aus dem Reaktorunfall in Fukushima. Im Jahr 2015 führte Deutschland eine Selbsteinschätzung durch, inwiefern die überarbeiteten RL im nationalen kerntechnischen Regelwerk enthalten sind. Es zeigte sich, dass punktuell Anpassungen erforderlich sind. Hierzu wurde ein Implementierungsplan erstellt, welcher bis 2017 umgesetzt werden sollte. [BMUB 2016] Ob dieser inzwischen vollständig umgesetzt ist, ist nicht bekannt.

Laut WENRA Referenzlevel F (Design Extension Conditions¹²) sollen alle vernünftig machbaren („reasonably practicable“) Maßnahmen implementiert werden, die schwere Unfälle verhindern können (DEC A). Zusätzlich sollen für postulierte schwere Unfälle im Reaktorkern und den Brennelementlagerbecken (DEC B) Maßnahmen implementiert werden, die mögliche Auswirkungen mindern. Entsprechende Anforderungen zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen sind in den Empfehlungen des Nationalen Aktionsplans enthalten. [BMUB 2016, 2017]

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. Insofern ist fraglich, inwiefern die überarbeiteten Referenzlevel in Deutschland noch zur Anwendung kommen, d.h. zu Maßnahmen zur Minimierung der Risiken in den Atomkraftwerken führen.

4.2 WENRA Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke

Die Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke (Safety Objectives for New Power Reactors), die von der Arbeitsgruppe Reactor Harmonization Working Group (RHWG) der Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA) 2013 veröffentlicht wurden, können noch 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 sollte gemäß Atomgesetz (§ 19 AtG) in einem Atomkraftwerk eine periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchgeführt werden. Dabei soll die Sicherheit der Atomkraftwerke umfassend überprüft werden – diese finden in Deutschland aufgrund der vereinbarten Restlaufzeiten nicht

¹¹ Die WENRA RL basieren auf den Sicherheitsstandards der IAEA. Sie sind als im Konsens zwischen den Mitgliedern der 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.

¹² Die Design Extension Conditions (DEC) werden in das bestehende Defence in Depth (DiD) Konzept integriert.

mehr statt. Eine PSÜ wurde in den letzten beiden Jahren nur noch in zwei Atomkraftwerken (Brokdorf und Gundremmingen C) durchgeführt. In den anderen Atomkraftwerken sollte/müsste zwar 2018 oder 2019 eine PSÜ durchgeführt werden. Laut Atomgesetz müssen nun keine umfassenden Sicherheitsüberprüfungen mehr erfolgen, denn gemäß § 19a, Absatz 2 AtG sind Sicherheitsüberprüfungen nur bis drei Jahre vor der Abschaltung gefordert.¹³ [BMUB 2016]

Tabelle 1: Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) der deutschen Atomkraftwerke

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

** Keine Sicherheitsüberprüfung mehr erforderlich.

Die im Abstand von zehn Jahren durchzuführenden periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) beinhalten auch Neubewertungen der getroffenen Schutzmaßnahmen gegen Einwirkungen von außen (EVA) unter Berücksichtigung der Fortentwicklung des Kenntnisstandes. [BMUB 2016]

Dabei sind insbesondere folgende Einwirkungen zu berücksichtigen:

- naturbedingte EVA, soweit sie standortspezifisch in Betracht zu ziehen sind, wie Erdbeben, Überflutung, extreme meteorologische Bedingungen oder biologische Einwirkungen und
- zivilisatorisch bedingte EVA, wie FLAB, anlagenexterne Explosionen, Einwirkungen von gefährlichen Stoffen und sonstige zivilisatorisch bedingte Einwirkungen.

Als Maßstab für die Bewertung des Schutzes gegen EVA sowie des Schutzes gegen Notstandsfälle¹⁴ dienen die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“. Im Rahmen der sechsten Überprüfungstagung zur Nuklearen Sicherheit wurde die Anwendung der neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ sowie deren „Interpretationen“, die die bisher gültigen „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ aus den 1970er ersetzen sollen, als Herausforderung (das heißt als Schwierigkeit) identifiziert (siehe unten).

Der Gewährleistung eines angemessenen Schutzes der Bevölkerung vor einem möglichen Unfall in Atomkraftwerken entspricht der Verzicht auf die periodischen Sicherheitsüberprüfungen nicht. In allen Atomkraftwerken sollte eine derartige umfassende Sicherheitsüberprüfung stattfinden oder andernfalls der Leistungsbetrieb vorzeitig eingestellt werden.

Im Rahmen eines systematischen Vergleichs des Sicherheitslevels der deutschen Atomkraftwerke mit den WENRA Sicherheitszielen für neue Atomkraftwerke könnte deutlich werden, welche Nachrüstungen machbar wären und welche technisch unmöglich sind. Die Bevölkerung und die Politik haben ein Recht darauf zu erfahren, welche Defizite die Atomkraftwerke im Vergleich zu den Sicherheitsanforderungen laut Stand von Wissenschaft und Technik aufweisen. Des Weiteren sollten sie Informationen

¹³ Für AKWs im Nachbetrieb muss eine „Sicherheitsanalyse für die Nachbetriebsphase“ erstellt werden..

¹⁴ Unfallbedingter Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle und die Einwirkung gefährlicher Stoffe werden im nationalen kerntechnischen Regelwerk als Notstandsfälle bezeichnet. Diese sollen mit Hilfe besonders geschützter Notstandseinrichtungen beherrscht werden. An sie werden geringere Redundanzanforderungen gestellt als an Einrichtungen zur Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3).

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.

4.3 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 mussten bis zum 14. August 2017 in nationales Recht umgesetzt werden. Der Bericht über die Durchführung der Richtlinie ist der Kommission spätestens am 22. Juli 2020 vorzulegen. [BMUB 2015a]

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

- frühe Freisetzungen, die außerhalb des Anlagengeländes Katastrophenschutzmaßnahmen erfordern, für die nicht genug Zeit zur Verfügung steht und
- hohe Freisetzungen, 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, Luxembourg) auf der Jahrestagung Kerntechnik 2015 [GARRIBBA 2015]:

- Eine unabhängige Aufsichtsbehörde,
- eine ausreichende Sicherheitskultur,
- eine Katastrophenschutzplanung,
- Transparenz und
- Topical Peer Reviews.

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**, denn die atomrechtliche Aufsichtsbehörde kann Fehler machen.

4.4 Fehlende Transparenz der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden

Im Rahmen der sechsten Überprüfungstagung zur nuklearen Sicherheit wurde die Transparenz der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden als „Herausforderung“, also als Schwachstelle gesehen. Zur Verbesserung sollte 2016 ein Bund-Länder-Informationsportal „Sicherheit in der Kerntechnik“ online gestellt werden. Dieses Informationsportal wurde gemeinsam von BMUB, BfS und den zuständigen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder entwickelt. [BMUB 2016]

Bisher nutzen BMUB, BfS und die zuständigen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder für die Erfüllung ihrer Informationspflichten hauptsächlich die jeweils eigenen Internetauftritte. Um den Bürgerinnen und Bürgern einen einfacheren Zugang zu diesen Informationen zu ermöglichen, soll mit dem neuen Portal die Möglichkeit geschaffen werden, relevante Informationen über eine zentrale Seite im Internet zu erreichen. Über das gemeinsame

Internetportal sollen neben Informationen zu den Atomanlagen in Deutschland und zum Notfallschutz weitere relevante Informationen aufbereitet und zur Verfügung gestellt werden. Dazu gehören eine Übersicht über das regulatorische System in Deutschland, europäische und internationale Aktivitäten der deutschen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie Grundlagenwissen zur Kerntechnik. [BMUB 2016] Das Infoportal ging dann erst Ende 2017 unter <https://www.nuklearesicherheit.de/> online. Der Informationsgehalt ist sehr gering. Es erfüllt nicht einmal den Anspruch, auf Seiten auf denen sich Informationen befinden, zu verlinken. Diese Infoportal ist in keiner Weise ein Schritt in Richtung Transparenz.

Laut BMUB wurden in einigen Bundesländern auf Wunsch der Bürgerinnen und Bürger spezielle unabhängige Kommissionen an den jeweiligen Standorten eingerichtet. Diese Kommissionen sollen die Öffentlichkeit vor Ort in regelmäßigen Sitzungen aktiv über Sicherheitsfragen informieren. [BMUB 2016]

Diese Kommissionen wären ein guter Schritt in Richtung Transparenz, sie dienen aber genau wie das Infoportal in erster Linie der Weitergabe von Information im Sinne der AKW Betreiber und folgen der Grundthese „Kerntechnik ist sicher“ wie bereits der Name des Infoportals „Sicherheit in der Kerntechnik“ verdeutlicht. Die Bevölkerung hat aber ein Recht angemessen über die Risiken informiert zu werden.

Um die Bevölkerung in ein transparentes Verfahren einzubinden, hätte sich in Deutschland auch die neu eingeführte europäische Überprüfungsmaßnahme „Topical Peer Review“ angeboten. Zur Erhöhung der 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 werden jedoch von nationalen Aufsichtsbehörden durchgeführt und nicht vor Sachverständigen Organisationen oder unabhängigen Experten. Die nationalen Berichte wurden Ende 2017 veröffentlicht, das Peer Review soll bis Ende 2018 abgeschlossen werden.

4.5 Keine internationalen Sicherheitsüberprüfungen

Eine internationale Überprüfung der Betriebsweise der deutschen Atomkraftwerke fand und findet nicht statt. 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 OSART¹⁵-Mission ist u.a. eine umfassende Bewertung der Betriebsführung einer Anlage nach internationalen Standards. Die Zielgruppe der Ergebnisse einer Mission sind die Genehmigungsinhaber sowie die zuständigen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden.

In Deutschland wurden bislang nur sechs OSART-Missionen der IAEA durchgeführt. Die Missionen fanden hauptsächlich Ende der 1980er und Anfang der 1990er Jahre statt. Die letzte OSART-Mission in Deutschland wurde vor mehr als 10 Jahren im Jahr 2007 (Follow-up Mission 2009) in Neckarwestheim durchgeführt. Weitere derartige Überprüfungen wurden nicht mehr durchgeführt.

Die Bundesregierung bzw. das BMUB strebt an, eine OSART-Mission in einer der noch betriebenen deutschen Atomkraftwerken durchzuführen. [BMUB 2016] Dieses Bestreben wurde aber, soweit bekannt, bisher nicht umgesetzt. Auf der Liste der vereinbarten Missionen ist bisher keine weitere OSART-Mission in Deutschland eingetragen. [IAEA 2018]

¹⁵ Operational Safety Review Team

Stattdessen führt lediglich der Weltverband der AKW-Betreiber, eine Interessenorganisation der Atomindustrie, internationale Peer Reviews durch. Die Genehmigungsinhaber bzw. Betreiber von Atomkraftwerken haben sich als Mitglieder in der WANO (World Association of Nuclear Operators) die Selbstverpflichtung auferlegt, WANO Peer Reviews in ihren Atomkraftwerken durchführen zu lassen. Mit den WANO Peer Reviews sollen die sicherheitsrelevanten Prozesse auf gegenseitiger Basis von internationalen Experten untersucht und bewertet werden. Eine Nachbetrachtung der Umsetzung ausgewählter Optimierungsmaßnahmen erfolgt jeweils in sogenannten Follow-up Reviews.

Im Zeitraum 1997 – 2009 wurden in Deutschland sukzessive für alle in Betrieb befindlichen Atomkraftwerke WANO Peer Reviews durchgeführt. Eine zweite Runde fand ab 2010 statt.

In den nächsten Jahren finden noch in allen noch in Betrieb befindlichen Atomkraftwerken WANO Peer Reviews und/oder die zugehörigen Follow up Mission statt.

4.6 Fazit

Es bestehen nun zwar hohe Sicherheitsanforderungen für Atomkraftwerke in Europa und auch in Deutschland. 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 (PSÜ) die vernünftig machbaren Nachrüstungen zu identifizieren. **Die PSÜ finden in Deutschland laut Atomgesetz aufgrund der verbleibenden Restlaufzeiten nicht mehr statt. Unabhängig von der zu verbleibenden Restlaufzeit sollten umfassende Sicherheitsüberprüfungen erfolgen oder eine vorzeitige Einstellung des Leistungsbetriebs.**

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. Das neue Info-Portal hätte ein erster Schritt in Richtung Transparenz sein können – zumindest im Sinne einer einfacheren Informationsbeschaffung. Nach wie vor werden der Bevölkerung und Politik aber noch die meisten Informationen zur Bewertung der nuklearen Sicherheit vorenthalten. Transparenz im Sinne einer Teilhabe an Entscheidungsprozessen fehlt vollständig.

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.

5 (Neue) Probleme im Reaktorkern

In den letzten Jahren häufen sich die Schäden und sogenannte Befunde im Reaktorkern. In diesem Kapitel werden die unterschiedlichen Probleme geschildert sowie ihre sicherheitstechnische Bedeutung und der Umgang damit diskutiert.

5.1 Verformungen von Brennelementen in Druckwasserreaktoren (DWR)

Nachdem bereits wiederholt eine Verformung der Brennelemente im AKW Brokdorf festgestellt wurde, zeigten sich im August 2013 bei der Inspektion von 16 Brennelementen (BE) erneut Befunde. 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. [BFS 2013]

Die Reaktorsicherheitskommission (RSK)¹⁶ veröffentlichte am 18.03.2015 eine Stellungnahme zur Verformung der Brennelemente von DWR, den Auftrag dazu erteilte das BMU bereits 2012. [RSK 2015c]

Etwa ab dem Jahr 2000 wurde in deutschen DWR eine Zunahme von bleibenden Brennelementverformungen im Laufe des Reaktorbetriebs verzeichnet, erklärt die RSK. Die einzelnen Atomkraftwerke waren in unterschiedlichem Maß betroffen. Diese Verformungen führten zuerst zu BE-Handhabungsproblemen und in einzelnen Fällen auch zu erhöhten Einfallzeiten oder zum Nichterreichen der unteren Endstellung beim Steuerelementeinfall.¹⁷ In mehreren Atomkraftwerken wurden Reibkorrosion an Abstandshalterecken mit unterschiedlichem Schädigungsgrad, beginnend mit leichten Anlagespuren bis hin zu durchgetrennten Abstandshalterecken, in einigen Fällen mit Beschädigung des dahinterliegenden Eckbrennstabs, beobachtet. [RSK 2015c]

Die RSK erklärt, dass Brennelement-Verformungen¹⁸ von sicherheitstechnischer Bedeutung sein können. 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“). **Mit Priorität ist deshalb Vorsorge zu treffen, dass Verformungen künftig durch geeignete Konstruktion, Werkstoffwahl und Betriebsweisen begrenzt werden.**

Die Brennelemente enthalten neben den Brennstäben eine Anzahl von Steuerstabführungsrohren.¹⁹ Die Struktur des BE muss den vollständigen Einfall der Steuerelemente sicherstellen. Insbesondere im unteren Bereich des Führungsrohres können die Reibkräfte so groß werden, dass das **Steuerelement (SE) stecken bleibt** und die untere Endstellung nicht erreicht.

¹⁶ Zu sicherheitstechnisch wichtigen Fragen bei Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren bei Atomkraftwerken erteilt das BMUB seiner Reaktorsicherheitskommission (RSK) Beratungsaufträge.

¹⁷ 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.

¹⁸ Verformungen von Brennelementen während des Betriebes sind grundsätzlich nicht vermeidbar und tolerabel, solange sicherheitstechnische Funktionen nicht beeinträchtigt und die sicherheitstechnischen Schutzziele nicht verletzt werden. [RSK 2015c]

¹⁹ 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.

Verformungen der BE können zudem zu **Handhabungsschwierigkeiten beim Be- und Entladen des Reaktorkerns** führen. Es besteht auch eine erhöhte Gefahr von Beschädigungen der Brennelemente (Abstandshalterschäden, Hüllrohrschäden). Das Brennstabhüllrohr²⁰ ist Teil des gestaffelten Barrierenkonzepts zur Rückhaltung der radioaktiven Stoffe.

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**. Gleichwohl bestehe noch keine Klarheit darüber, auf welchen mechanischen/physikalischen Vorgängen im Kern die Neutronenflussschwankungen beruhen.

Die RSK hat insgesamt neun 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 erwartete in ca. einem Jahr einen Bericht der Betreiber, ob und in welcher Weise die Empfehlungen umgesetzt wurden. Es ist nicht bekannt, ob die Empfehlungen vollständig umgesetzt wurden. **Dieser Bericht sollte öffentlich gemacht werden. Angemessen wäre aus Sicht des Schutzes der Bevölkerung, dass derartige Brennelemente nicht mehr eingesetzt werden, solange die Ursache nicht vollständig geklärt ist.**

Laut BMUB wurden von Genehmigungsinhabern und Herstellern verschiedene Maßnahmen zur Verringerung der BE-Verformungen durchgeführt, insbesondere zur Reduktion der Niederhaltekräfte, zur Erhöhung der Kriechfestigkeit und lateralen BE-Steifigkeit sowie zur Eingrenzung der Auswirkungen verformter BE. Nach Einschätzung der RSK haben diese Maßnahmen zu einer relativen Verbesserung der Situation geführt und lassen eine weitere Verbesserung erwarten. [BMUB 2016]

5.2 Bruch von Drosselkörpern, Niederhaltefedern und Zentrierstiften von BE

Die RSK verfasste in Ergänzung zur o.g. Stellungnahme zur Verformungen von Brennelementen eine Stellungnahme zu „**Schäden an BE-Zentrierstiften und Kernbauteilen**“. Grundlage für die Stellungnahme war derselbe Beratungsauftrag des BMUB aus 2012. In dieser Stellungnahme werden die Schäden/Befunde an BE-Niederhaltefedern und BE-Zentrierstiften sowie die später bekannt gewordenen Schäden an Drosselkörper-Federn betrachtet. [RSK 2016a]

Brüche an Niederhaltefedern und an Federn von Drosselkörpern

Im AKW **Brokdorf** (KBR) wurden im Jahr 2012 ca. 120 Brüche an Brennelement-Niederhaltefedern aus Alloy X-750 festgestellt. Die Schadensursache war in allen Fällen die sogenannte interkristalline Spannungsrisskorrosion (ISpRK). Auch im AKW **Grafenrheinfeld** (KKG) wurden bei Inspektionen im Jahr 2012 zwei und während der Revision 2013 vier gebrochene Niederhaltefedern gefunden. Bei den 2013 entdeckten gebrochenen Niederhaltefedern war in 2012 keine Auffälligkeiten bei der visuellen Prüfung festgestellt worden. [RSK 2016a]

Die sicherheitstechnische Bedeutung von Niederhaltefedern liegt in der Positionierung der Brennelemente im Kernverbund. Untersuchungen zeigen, dass BE bis zu einer Anzahl von maximal 12 Federbrüchen sicher niedergehalten werden. Im Hinblick auf die sicherheitstechnisch erforderliche Niederhaltung hat aus diesen Gründen der Bruch von mehreren Brennelement-Niederhaltefedern aus Sicht der RSK keine sicherheitstechnisch bedeutsamen Auswirkungen. Das BE könne bei einem

²⁰ Das Brennelement besteht aus der BE-Struktur (Fuß, Kopf, Abstandhalter, Führungsrohre) sowie aus einem Bündel von Brennstäben, in denen der Kernbrennstoff in Form von Pellets durch ein Hüllrohr eingeschlossen ist.

unterstellten Bruch einer oder mehrerer Niederhaltefedern die vorgesehene Lage aus geometrischen Gründen nicht verlassen. Eine seitliche Justierung sei durch die BE-Zentrierstifte auch beim unterstellten Anheben der BE gegeben.

Für die Brüche der Niederhaltefedern infolge ISpRK unter Primärwasserbedingungen werden vom Hersteller hauptsächlich die vorliegenden hohen Spannungen verantwortlich gemacht. Dies kann durch kleine Oberflächenstörungen am Federdraht noch unterstützt bzw. noch beschleunigt werden. Im Zusammenhang mit diesen Befunden ist festzustellen, dass der Einsatz von BE mit Stahlführungsrohren die hohe Federspannung erforderlich machte. **Der Einbau von Stahlführungsrohren war als Abhilfemaßnahme gegen die Verformung von Brennelementen mit geringer Steifigkeit zum Einsatz gekommen.** Nach den Ereignissen wurden durch die Brennelementhersteller Maßnahmen getroffen, um Federbrüche künftig zu vermeiden (Änderung des Federwerkstoffes, Konstruktionsänderung zur Spannungsreduktion, Überwachung des Oberflächenzustands des Federdrahtes bei der Herstellung). Zudem wurden in den Anlagen gezielte Prüfungen zur Kontrolle der Federn eingeführt.

Im Rahmen einer Kernbelegungskontrolle im AKW Grohnde am 12. Mai 2014 wurde an einem **Drosselkörpern**²¹ (DK) im Reaktorkern ein loses Teil gefunden und geborgen.²² Nachfolgende Untersuchungen fanden weitere schadhafte Drosselkörper in Grohnde. Aufgrund der Befundfeststellung in Grohnde wurden bei den Revisionen an den Druckwasserreaktoren die Drosselkörperfedern mit Endoskopen visuell geprüft. Dabei hat sich gezeigt, dass auch in fast allen weiteren AKWs mit Druckwasserreaktoren (Brokdorf, Neckarwestheim 2, Isar 2 und Philippsburg 2) Schädigungen an einigen Drosselkörpern vorlagen.

Auffälligkeiten an Drosselkörpern wurden bereits zuvor 2010 im AKW Grafenrheinfeld und im AKW Brokdorf nachgewiesen.

Die defekte Feder eines Drosselkörpers hat laut Untersuchungen der GRS in 2014 zunächst keine Bedeutung für die Funktion des Drosselkörpers oder die Strömungsführung im Kern. Auch bei einem vollständigen Verlust der Feder würden die Drosselfinger noch in die Steuerstabführungsrohre im Brennelement eintauchen. Der Drosselkörper könne auch bei einem unterstellten Mehrfachbruch der Feder die vorgesehene Lage aus geometrischen Gründen nicht verlassen. Aus Sicht der RSK führen auch die mechanischen Schädigungen nicht zum Funktionsverlust und sind damit sicherheitstechnisch unbedenklich. Nach Ansicht der RSK ist auch eine Einschränkung der Abschaltfunktion nicht zu besorgen.

Bei den Brüchen an den Niederhaltefedern und Federn an den Drosselkörpern ergibt sich aber eine sicherheitstechnische Bedeutung durch lose Teile, d. h. Bruchstücke von gebrochenen Federn. Je nach Gewicht und Größe kann nicht ausgeschlossen werden, dass vagabundierende Bruchstücke im Primärkreislauf zu Schädigungen an Brennelementhüllrohren oder den Dampferzeuger-Heizrohren führen können. Die Auswirkungen der möglichen Schädigungen sind laut RSK durch die Anlagenauslegung abgedeckt. **Die RSK nimmt damit in ihrer Bewertung einen Störfall in Kauf.**

Schäden an BE-Zentrierstiften

Befunde (Brüche und Risse) an Brennelement (BE)-Zentrierstiften aus dem Werkstoff Alloy X-750 sind in vielen Atomkraftwerken mit Druckwasserreaktoren in den 80er Jahren und vereinzelt in den

²¹ Drosselkörper dienen dem Einsatz in den Führungsrohren der Brennelemente auf allen Kernpositionen, die nicht mit Steuerelementen besetzt sind. Sie stellen einen gleichmäßigen Kühlmitteldurchfluss durch alle Führungsrohre unabhängig von der Kernposition sicher. Die Drosselkörper werden mit Druckfedern zwischen Brennelement und oberem Kerngerüst federnd verspannt.

²² Nach näherer Inspektion stellte sich heraus, dass es sich um ein Bruchstück der im Drosselkörper befindlichen Druckfeder handelt. Ein weiteres Merkmal war, dass der Drosselkörper nicht vollständig „ausgefедert“ war. Dies ist in der Regel ein Hinweis auf eine gebrochene Druckfeder im Drosselkörper.

90er Jahren bekannt geworden. Die Schädigung bei den BE-Zentrierstiften aus dem Werkstoff Alloy X-750 entspricht dem als Interkristalline Spannungsrisskorrosion (ISpRK) unter Primärwasserbedingungen bekannten Mechanismus. Ende der 80er Jahre wurden die BE-Zentrierstifte im oberen Kerngerüst (OKG) weitgehend (nicht flächendeckend) durch Zentrierstifte aus dem austenitischen Werkstoff 1.4571K70 ersetzt, was die Anzahl der Brüche deutlich reduzierte. Es gab noch wenige Brüche an BE-Zentrierstiften aus dem austenitischen Werkstoff 1.4571K70. Der diesen Brüchen zugrunde liegende Mechanismus der Rissinitiierung entsprach der Transkristallinen Spannungsrisskorrosion (TSpRK) oder dem der Interkristallinen Spannungsrisskorrosion (ISpRK).

An den BE-Zentrierstiften tritt laut RSK somit ein bekannter Alterungsmechanismus auf. Angesichts der o. g. geringen sicherheitstechnischen Bedeutung von Brüchen einzelner BE-Zentrierstifte ist es ausreichend, ein systematisches Versagen von BE-Zentrierstiften aufgrund von Alterungsmechanismen auszuschließen. Dies soll laut RSK durch geeignete Konzepte der wiederkehrenden Prüfung (WKP) in den Anlagen sichergestellt werden.

Bei der visuellen Inspektion des oberen Kerngerüsts (OKG's) 2012 und 2013 in Philippsburg-2 wurden gebrochene BE-Zentrierstiften festgestellt. Es wurden sechs gebrochene Zentrierstifte aus Alloy X-750 und ein gebrochener Zentrierstift aus Austenit 1.4571K70 gefunden. Aufgrund von Ultraschallprüfungen wurden 19 Zentrierstifte als befundbehaftet bewertet, davon zwölf aus Alloy X-750 und sieben aus Austenit 1.4571K70. Darüber hinaus wurde bei der visuellen Inspektion des unteren Kerngerüsts (UKG) 2013 ein gebrochener BE-Zentrierstift und bei Ultraschallprüfungen 2014 weitere Stifte mit Befunden aufgefunden. **Es zeigt sich also, dass die Abhilfemaßnahme (Änderung des Werkstoffes von Alloy X-750 auf Austenit 1.4571K70) nicht ausreichend war**, um Brüche an Zentrierstiften zu verhindern.

Die Brennelement-Zentrierstifte sind Bestandteile der Reaktordruckbehälter-Einbauten. Ihre Aufgabe besteht darin, die BE beim Einsetzen in den Kern und bei Setzen des OKG zu zentrieren. Während des Betriebs und bei Störfällen tragen die Zentrierstifte dazu bei, im Verbund mit der Kernumfassung, die Geometrie des Kerns so zu erhalten, dass dessen sichere Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit gewährleistet ist. Während des Betriebs wirken das Eigengewicht der BE und die Verspannung durch die Niederhaltefedern zwischen dem oberen und unteren Kerngerüst als zusätzliche Fixierung. Die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen an die Brennelement-Zentrierstifte sind, die Kontrolle der Reaktivität und die Kühlbarkeit des Reaktorkerns (Sicherheitsebenen 1 bis 4a) zu gewährleisten.

Laut RSK geht aus früheren Untersuchungen der Firma Siemens hervor, dass einzelne Brüche von Brennelement-Zentrierstiften im oberen Kerngerüst keinen Einfluss auf die sichere Abschaltbarkeit und Nachkühlbarkeit des Kerns haben.

Eine potenzielle sicherheitstechnische Bedeutung ist darin zu sehen, dass verbogene BE-Zentrierstifte beim Aufsetzen des OKG zu **Verformungen von Brennstäben** führen können, wie dies beim Ereignis in KKP 2 der Fall war: Bei einer visuellen Inspektion wurde eine Verformung des Kopfes eines Brennelementes festgestellt. Dies wurde beim Setzen des OKG am Ende der Revision 2012 durch einen leicht schräg stehenden, bereits angebrochenen Brennelementzentrierstiftes verursacht, jedoch erst beim Ziehen des OKG zu Beginn der Revision 2013 festgestellt. Als Abhilfemaßnahme gegen Wiederholung wird beim Absenken des OKG kurz vor Eintauchen in den RDB per Unterwasserkamera eine Sichtprüfung der Stellung der BE-Zentrierstifte vorgenommen.

Durch solche Verformungen könnten Brennelement-Hüllrohre derart beschädigt werden, dass es zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Kühlmittel käme. Ferner könnten sich erhebliche Probleme bei der Handhabung bzw. Bergung von geschädigten Brennelementen ergeben. (siehe oben)

Infolge der aufgetretenen Schäden an BE-Zentrierstiften sind in allen Anlagen spezifische Überwachungsmaßnahmen realisiert worden. Bei den Revisionen wird gezielt, durch visuelle

Inspektion, nach Schädigungen (Verbiegung, An- oder Abriss) an den BE-Zentrierstiften gesucht. Bei Schädigungsverdacht wird an diesen BE-Zentrierstiften eine Ultraschallprüfung durchgeführt..

Aber offenbar sind die Maßnahmen nicht ausreichend: In 2018 wurde im AKW Grohnde erneut ein Bruch eines Brennelement-Zentrierstiftes gemeldet. Das Bruchstück wurde geborgen und alle anderen Brennelement-Zentrierstifte überprüft [NMU 2018]. Das Ergebnis der Überprüfung ist bisher nicht bekannt.

5.3 Unzulässige Oxidation an den Brennstäben

Das AKW Brokdorf wurde am 4. Februar 2017 zum jährlichen Brennelementwechsel und zu der damit verbundenen Revision vom Netz genommen. Beim Entladen von Brennelementen wurden im Reaktorwasser außergewöhnlich viele Schwebstoffe festgestellt, die sich als abgelöste Teile der Oxidschichten an Brennstäben²³ einer bestimmten Brennelementsorte herausstellten. Messungen ergaben Schichtdicken, die die Grenzwerte und Zuwachsprognosen an einigen Stellen deutlich überschritten. Insgesamt wurden 92 M5-Brennelemente, dabei 5.405 Brennstäbe vermessen. Davon wiesen 464 Brennstäbe einen erhöhten Oxidbefund unterhalb und 10 Brennstäbe Oxidschichtdicken oberhalb des Grenzwerts auf. [SH 2018]

Der Grenzwert für die gesamte Einsatzdauer eines Brennelementes (in der Regel bis zu 5 Zyklen, bzw. 5 Jahren) liegt bei einer Oxidschichtdicke von höchstens 100 Mikrometern (0,1 mm). Dieser Grenzwert wurde bei 10 Brennstäben überschritten, obwohl sie erst zwei Zyklen im Einsatz waren. In einem Fall wurde punktuell sogar eine Oxidschicht von 152 Mikrometern gemessen.

Die Schichtdicke darf ein bestimmtes Maß nicht überschreiten, da dann das etwa 0,7mm dicke Hüllrohr der Brennstäbe unzulässig geschwächt wird und die Wärmeabgabe an das Kühlmittel verschlechtert wird. Um dieses zu verhindern, werden vor jedem Einsatz eines neuen Reaktorkerns Prognosewerte für die Oxidschichten anhand von Rechenmodellen ermittelt. Die Prognose für Brokdorf stellte sich offensichtlich als falsch heraus.

Nach Feststellung der schleswig-holsteinischen Atomaufsicht hat ein Zusammenspiel von mehreren Faktoren zu der unerwartet starken und schnellen Oxidation geführt. So war 2006 eine Leistungserhöhung genehmigt worden, die eine elektrische Bruttoleistung von 1480 statt zuvor 1440 Megawatt ermöglichte. Seit 2011 praktizierte der Betreiber zudem immer häufiger den Lastfolgebetrieb. Das bedeutet: Die Stromproduktion wurde relativ schnell gedrosselt oder erhöht, je nachdem, wie viel Windstrom im Stromnetz war. Gerade von 2015 an wurde diese Lastwechselfahrweise weiter intensiviert. Hinweise auf etwas erhöhte Korrosion gab es seit 2011, der Grenzwert wurde erstmals Anfang 2017 überschritten.

Nach den Befunden 2017 wurden für den kommenden Zyklus mehrere verfahrenstechnische Änderungen an der Fahrweise und an den physikalischen Randbedingungen vorgenommen, u. a. die Begrenzung der thermischen Reaktorleistung auf 95 Prozent und die Begrenzung des Leistungsgradienten auf 10 MW/min (vorher bis 20 MW/min).²⁴ Damit werden wieder Betriebsbedingungen hergestellt, wie sie vor der Leistungserhöhung 2006 galten. Für diesen Zeitraum gibt es gesicherte Betriebserfahrungen mit dem Hüllrohrmaterial M5 ohne unerwartete, starke und schnelle Oxidation. Der Betreiber habe in seinen eigenen Untersuchungen vermutet, dass das Material der Hüllrohre (M5) für das Problem verantwortlich sein könnte.

²³ Durch die Strahlung im Reaktorkern werden die Wassermoleküle des Kühlmittels in Sauerstoff und Wasserstoff aufgespalten (Radiolyse). Der Sauerstoff kann dabei im Reaktorbetrieb mit der heißen Metalloberfläche des Brennstabhüllrohres reagieren. Dort bildet sich dann eine Oxidschicht aus.

²⁴ Des Weiteren wird zur Vermeidung oxidativer Randbedingungen die Wasserstoffkonzentration im Primärkühlmittel von derzeit 2-3 mg/kg auf 3-4 mg/kg angehoben und die Überwachung durch kontinuierliche Messungen verbessert.

Noch nicht schlüssig, abdeckend und widerspruchsfrei sind die chemischen und physikalischen Einzelparameter (etwa ein bestimmter Legierungsbestandteil) und ihr quantitativer Beitrag zu dem Prozess geklärt. Da zum Teil im Reaktorkern lokal begrenzte Randbedingungen als Ursache unterstellt wurden, die jedoch messtechnisch nicht zugänglich sind, konnten laut Aufsichtsbehörde die von der Betreibergesellschaft und dem Hersteller aufgestellten Thesen sowie auch von den Sachverständigen eingebrachte Modelle bezüglich eines physikalisch/chemischen Prozesses bisher nicht bestätigt werden.

Die Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit erklärt nach umfangreicher Untersuchung: „Die Ursachen für die aufgetretenen Fälle von übermäßiger Korrosion an Brennstabhüllrohren aus dem Werkstoff M5 sind bislang nicht hinreichend geklärt.“ Werde unterstellt, dass sämtliche bisher bekannt gewordenen Fälle auf gemeinsamen Ursachen beruhen, dann reichen die bisherigen Erklärungsansätze nicht aus, um alle aufgetretenen Fälle zu erklären bzw. die Ansätze sind zum Teil widersprüchlich, stellt die GRS fest. [GRS 2017]

Abgesehen von der Abnahme der Festigkeit durch die Wanddickenreduktion des Hüllrohres und der Verschlechterung der Wärmeübertragung vom Brennstoff an das Kühlmittel, beeinflusst eine übermäßige Oxidschicht indirekt durch Wasserstoffaufnahme und Hydridbildung die Duktilität des Hüllrohres. Eine verminderte Duktilität kann bei Reaktivitätstransienten (RIA) oder Kühlmittelverlust (KMV)-Störfällen zu höheren Schadensraten führen. [GRS 2017]

Es ist sicherheitstechnisch unverständlich, wieso der Betrieb weiterläuft obwohl die Ursachen noch nicht geklärt sind.

Die sicherheitstechnische Bedeutung der übermäßigen Korrosion liegt vor allem darin, dass die Ursachen dafür nicht erklärbar sind. Offensichtlich sind die Prognosen über die Situation im Reaktorkern falsch. Welche Konsequenzen dies für die Glaubwürdigkeit anderer Prognosen hat, ist noch nicht abzusehen.

5.4 Meldepflichtige Ereignisse betreffend Brennelement- bzw. Kernbauteile

In der folgenden Tabelle sind die meldepflichtigen Ereignisse betreffend Brennelement- bzw. Kernbauteilen in den Jahren 2016 und 2017 aufgelistet. Unter Nr. 1 wird von einem fehlenden Sicherungsbolzen einer Steuerelement-Antriebsstange im AKW Brokdorf berichtet, dessen Ursache noch nicht bekannt ist.

Unter Nr. 2 ist die in Abschnitt 5.3 dargestellte Oxiddickenüberschreitung im AKW Brokdorf benannt. Das meldepflichtige Ereignis Nr. 3 beschreibt einen fehlenden Brennelement-Zentrierstift im AKW Grohnde. Ob der Grund dafür ein unter Abschnitt 5.2 beschriebener Bruch eines Zentrierstifts ist, ist nicht bekannt, aber zu vermuten. Dasselbe gilt für die unter Nr. 4 und 5 benannten Brüchen an den Niederhaltefedern, ebenfalls im AKW Grohnde und im AKW Emsland.

Tabelle 2: Meldepflichtige Ereignisse betreffend Brennelement- bzw. Kernbauteilen aus den Jahren 2016 und 2017

Nr.	Anlage, Datum	Kurzbeschreibung des Ereignisses
1	KBR, 15.06.2016	<u>Loser Zylinderstift am Kopf einer Antriebsstange (INES 0)</u> Beim Abheben des Reaktordruckbehälter-Deckels während der Revision zur Vorbereitung des Brennelement-Wechsels wurde bei einem vorgesehenen Prüfschritt (Kamerakontrolle) erkannt, dass <u>eine Steuerelement-Antriebsstange mit dem RDB-Deckel hochgezogen wurde</u> . Das Steuerelement hat dabei die Führungsrohre des Brennelementes noch nicht verlassen. Die betroffene Antriebsstange konnte vom RDB-Deckel manuell gelöst werden und bewegte sich in ihre vorgesehene Position zurück. Die anschließende Inspektion nach dem vollständigen Abheben

		<p>des RDB-Deckels ergab, dass <u>sich ein Sicherungsbolzen im Kopf der Antriebsstange verschoben hatte und die Antriebsstange beim Ziehen des RDB-Deckels verklemmte</u>. Die optische Kontrolle der Sicherungsstifte aller Antriebsstangen ergab keine weiteren Abweichungen. Der feste Sitz der Sicherungsbolzen wurde bei acht Antriebsstangen (repräsentative Stichprobe) befundfrei geprüft.</p> <p>Laut Monatsbericht Juli 2016 (Stand: 01.09.2016) sollte die genaue Ursachenklärung bei einer in der Revision 2017 geplanten Untersuchung der restlichen Antriebsstangen erfolgen.</p>
2	KBR, 17.02.2017	<p><u>Erhöhte Oxidschichtdicke an Brennstab-Hüllrohren von Brennelementen (INES 0)</u></p> <p>Die Anlage befand sich in Revision/BE-Wechsel. Bei der routinemäßigen Inspektion von ausgewählten BE wurden einzelne Brennstäbe mit einer über das normale Maß hinausgehenden Oxidschichtdicke an den Hüllrohren festgestellt. <u>Bei den daraufhin durchgeführten erweiterten Messungen wurden Oxidschichtdicken gemessen, die den festgelegten Grenzwert überschritten</u>.</p> <p>Laut Monatsbericht Februar 2017 (Stand 10.04.2018) dauert die Ursachenklärung noch an.</p>
3	KWG, 28.03.2017	<p><u>Fehlender Brennelement-Zentrierstift im unteren Kerngerüst (INES 0)</u></p> <p>Die Anlage befand sich in Revision/Brennelementwechsel. Bei der optischen Kontrolle des Reaktordruckbehälters (RDB) und der RDB-Einbauten zum Nachweis auf Fremdkörperfreiheit wurde <u>im unteren Kerngerüst (UKG) das Fehlen eines BE-Zentrierstiftes (BEZ)</u> festgestellt. Bei der Prüfung direkt nach dem Entladen der BE war der BEZ in seiner Einbaulage noch vorhanden. Nach Angaben des Betreibers hatte sich der BEZ im Rahmen von Arbeiten in der Revision gelöst.</p> <p>Laut Monatsbericht April 2017 (Stand: 05.02.2018) wurde der BEZ geborgen und wird zur Schadensanalyse werkstofftechnisch weiter untersucht.</p>
4	KKE, 18.05.2017	<p><u>Bruch von Niederhaltefedern an Westinghouse-Brennelementen (INES 0)</u></p> <p>Die Anlage befand sich in Revision/BE-Wechsel. Während des Stillstands wurden 44 der insgesamt 193 BE gegen neue ausgetauscht und bereits eingesetzte BE routinemäßig inspiziert. Hierbei wurde <u>an insgesamt drei BE jeweils eine gebrochene Niederhaltefeder</u> festgestellt. Nach Angaben des Betreibers begrenzten sich die Befunde auf BE einer bestimmten Nachlieferung. Eine Überprüfung der BE aus anderen Nachlieferungen des gleichen Herstellers ergab keine Befunde. Die BE der betroffenen Nachlieferung werden im kommenden Betriebszyklus nicht eingesetzt.</p> <p>Laut Monatsbericht Juni 2017 (Stand: 11.12.2017) wurde die Ursachenklärung mit dem BE-Hersteller eingeleitet.</p>
5	KWG, 25.09.2017	<p><u>Bruch von Niederhaltefedern an Westinghouse-Brennelementen (INES 0)</u></p> <p>Die Anlage befand sich im Volllastbetrieb. Bei einer Übertragbarkeitsprüfung aufgrund eines meldepflichtigen Ereignisses in KKE wurden in KWG 31 BE im BE-Lagerbecken inspiziert. Dabei wurde <u>an drei BE jeweils eine gebrochene Niederhaltefeder</u> vorgefunden. Die Befunde begrenzen sich auf BE einer bestimmten Nachlieferung. Nach Angaben des Betreibers gehören die gebrochenen Federn zur selben Drahtcharge wie in KKE. Nach Erkenntnissen des Herstellers werden Ungängen bei der Fertigung in Verbindung mit einer nicht ausreichenden Reinigung der Federn vor der Farbeindringprüfung über einen eingegrenzten Fertigungszeitraum als Schadensursache geltend gemacht. Im Reaktor in KWG befinden sich derzeit noch fünf solche BE mit Niederhaltefedern aus der betroffenen Drahtcharge.</p> <p>Laut Monatsbericht Oktober 2017 (Stand: 11.12.2017) ist ihre Inspektion in der kommenden Revision vorgesehen. In KWG wurde jetzt festgelegt, dass BE mit Niederhaltefedern der betroffenen Drahtcharge vor jedem Wiedereinsatz auf Integrität der Niederhaltefedern inspiziert werden.</p>

5.5 Fehlerhafte Hüllrohre

Am 21.11.2017 wurden Mängel an einigen Brennstäben im AKW Gundremmingen bekannt. Laut Medieninformationen wurden bei der Firma Areva undichte Hüllrohre für Brennelemente hergestellt, die in den Produktionsprozess gelangten. Die Brennelemente mit fehlerhaften Hüllrohre wurden u. a. in Gundremmingen und Leibstadt (Schweiz) eingesetzt. Während das schweizerische AKW Leibstadt abgeschaltet wurde, um die defekten Hüllrohre auszutauschen, sah der Betreiber des AKW Gundremmingen dazu keine Veranlassung. [LT BAYERN 2017a]

Einige Abgeordneten des bayrischen Landtags forderten angesichts der Tatsache, dass das Staatsministerium für Umwelt und Verbraucherschutz (StMUV) offensichtlich den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Brennelementen geduldet hat, einen Beschluss des Landtages. Sie forderten dafür zu sorgen, dass in Gundremmingen umgehend wieder ein rechtmäßiger Zustand hergestellt wird und die nicht spezifikationsgerechten Brennstäbe bzw. Brennelemente aus dem Reaktor entfernt werden sowie kurzfristig eine externe Untersuchung einzuleiten, um zu prüfen, inwieweit vom StMUV die Verwendung weiterer nicht spezifikationsgerechter Materialien und Bauteile in Gundremmingen wissentlich geduldet wurde oder noch wird, und darüber dem Landtag zu berichten. Weder das Verhalten der AKW-Betreiber noch das der bayerischen Atomaufsichtsbehörde sei hinnehmbar. [LT BAYERN 2017b]

5.6 DWR-Neutronenflussschwankungen

Das Bundesumweltministerium (BMU) hat die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) mit Schreiben vom 06.07.2011 nebst einem ergänzenden Bericht 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.²⁵

Die RSK erklärt, abgesehen von den in den vergangenen Jahren erfolgten Änderungen im Reaktorkern sind keine maßgeblichen Veränderungen 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 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.

Die Schwankungen des Neutronenflusses gehen einher mit Temperaturvariationen im Brennstoff. Die RSK empfahl, den Einfluss des Neutronenflussrauschens und der damit verbundenen Temperaturfluktuationen auf eine möglicherweise beschleunigt stattfindende **Feinstfragmentierung des Brennstoffs** zu bewerten. Welche Auswirkung diese Feinstfragmentierung auf die folgenden Entsorgungsschritte (Zwischen- und Endlagerung) hat, ist nicht bekannt.

Die den Mittelwerten der Neutronenflusssignale überlagerten Rauschamplituden haben in einigen Anlagen zu einem **gehäuften ein- und mehrkanaligen Ansprechen der Grenzwerte des Reaktorbegrenzungssystems** geführt. **Ein rauschbedingtes Auslösen sollte grundsätzlich vermieden wer-**

²⁵ In der Stellungnahme werden im Folgenden unter dem Begriff Neutronenflussrauschen die beobachteten Neutronenflussschwankungen im Leistungsbetrieb im Frequenzbereich bis etwa 1 Hz verstanden.

den, da nach Ansicht der RSK das häufige Ansprechen von Reaktorbegrenzungsmaßnahmen zu sicherheitstechnisch nachteiligen Gewöhnungseffekten beim Personal führen kann.

Bis zur abschließenden Klärung der Ursachen des nicht erklärbaren Anteils des erhöhten Neutronenflussrauschens bittet die RSK jährlich um einen Bericht. **Dieser Bericht sollte öffentlich gemacht werden. Angemessen wäre aus Sicht des Schutzes der Bevölkerung, solange die Ursache nicht geklärt und behoben ist, eine Einstellung oder zumindest Einschränkung des Leistungsbetriebs. Ob die Ursachen inzwischen vollständig geklärt und ausreichend Abhilfemaßnahmen implementiert sind, ist nicht bekannt.**

5.6 Fazit

Der Abbau von Sicherheitsmargen beim Einsatz von höher angereicherten Brennelementen hat offenbar dazu geführt, dass insbesondere im AKW Brokdorf **Brennelementverformungen** auftraten. Obwohl diese Verformungen erhebliche Auswirkungen haben können und die Ursachen nicht vollständig geklärt sind, wurden die entsprechenden BE weiter eingesetzt. Dieses Vorgehen zeugt von einer mangelnden Sicherheitskultur der AKW-Betreiber.

Zusätzlich wurden eine Vielzahl von **Brüchen an Niederhaltefedern und Federn an Drosselkörpern** gefunden. Diese haben mindestens eine sicherheitstechnische Bedeutung: Vagabundierende Bruchstücke können im Primärkreislauf zu Schädigungen an Brennelementhüllrohren oder den Dampferzeuger-Heizrohren führen. Letzteres kann einen Störfall auslösen. Für die Brüche der Niederhaltefedern wird auch die hohe Federspannung verantwortlich gemacht, die durch Brennelemente mit Stahlführungsrohren erforderlich wurde. Diese waren als Abhilfemaßnahme gegen die o.g. Brennelementverformung zum Einsatz gekommen.

Weiterhin treten verstärkt **alterungsbedingte Schäden an Brennelement-Zentrierstiften** auf. Es zeigte sich, dass eine früher getroffene Abhilfemaßnahme nicht ausreichend war.

Im Reaktorwasser des AKW Brokdorf wurden im Februar 2017 außergewöhnlich viele Schwebstoffe festgestellt, die sich als abgelöste Teile der **Oxidschichten an Brennstäben** herausstellten. Messungen ergaben Schichtdicken, die die Grenzwerte an einigen Stellen deutlich überschritten. Nach Ansicht der schleswig-holsteinischen Atomaufsicht hat ein Zusammenspiel von mehreren Faktoren zu der unerwartet starken und schnellen Oxidation geführt: Wesentlich sind die Leistungserhöhung und der sogenannte Lastfolgebetrieb, d.h. dass Drosseln der Stromproduktion in Abhängigkeit vom Angebot an Windenergie. Letztendlich sind die Ursachen noch nicht geklärt.

Abgesehen von der Abnahme der Festigkeit des Hüllrohres und der Verschlechterung der Wärmeübertragung vom Brennstoff an das Kühlmittel führt eine übermäßige Oxidschicht bei Störfällen zu höheren Schadensraten. Die sicherheitstechnische Bedeutung der übermäßigen Korrosion liegt aber vor allem darin, dass die Ursachen dafür nicht erklärbar und die Prognosen falsch sind. Welche Konsequenzen dies für die Glaubwürdigkeit anderer Prognosen über die Situation im Reaktorkern hat, ist noch nicht abzusehen.

Bemerkenswert ist, dass nach so vielen Betriebsjahren in den Reaktorkernen sicherheitsrelevante Phänomene auftreten, deren Ursache nicht verstanden wird und/oder deren Auftreten nicht erwartet wurde. Die sicherheitstechnische Bedeutung aller dieser Befunde wird – auch von der RSK – heruntergespielt, es wird sich dabei auf Prognosen von Einzelphänomen berufen. Zum einen muss deren Glaubwürdigkeit aber inzwischen angezweifelt werden, vor allem muss die Auswirkung der Kombination der unterschiedlichen Befunde bewertet werden. **Es ist sicherheitstechnisch ungerechtfertigt, dass der Betrieb weiterläuft obwohl die Ursachen noch nicht geklärt sind.** Angemessen wäre aus Sicht des Schutzes der Bevölkerung, solange die Ursachen nicht geklärt und behoben sind, eine Einstellung des Leistungsbetriebs.

6 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 29 und 36 Jahre. 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 Anlagen-design 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) Denn auch durch nicht sachgerechte Wartung und Montage gelangen wieder Fehler in die Atomkraftwerke (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, hätte das Potenzial, alterungsbedingten Fehlern zumindest bis zu einem gewissen Grade entgegen zu wirken.

Aber noch immer finden sich viele Fehler durch Zufall: Die umfangreichen Schäden an den sogenannten Drosselkörpern wurden erst gefunden nachdem während der Revision in Grohnde 2014 ein

Fremdkörper im Reaktordruckbehälter gefunden worden war: Ein zwei Zentimeter langes Teil einer Druckfeder eines sogenannten Drosselkörpers. Die Feder war doppelt gebrochen. Nachfolgende 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, Neckarwestheim-2).

Ein weiteres Beispiel ist ein meldepflichtiges Ereignis am 30. Mai 2015 im AKW Brokdorf, das bei der wiederkehrenden Funktionsprüfung eines Frischdampf-Abblaseabsperrentils auftrat. Für die Prüfung musste das Absperrentil geöffnet werden. Dabei kam es unerwartet zu einem Frischdampfaustritt an einer Entwässerungsleitung der Frischdampf-Abblaseleitung. Das Abblase-Absperrentil wurde manuell wieder geschlossen und der Frischdampfaustritt damit beendet. Als Ursache für das Versagen wurde ein ca. 0,3 cm langer Riss in der Entwässerungsleitung aufgrund einer Wanddickenschwächung detektiert. Überprüfungen der entsprechenden Entwässerungsleitungen der redundanten Frischdampf-Abblaseleitungen ergaben ebenfalls Wanddickenschwächungen. Einige dieser Schwächungen lagen unterhalb der erforderlichen Mindestwanddicken. [BMUB 2016]

6.1 Alterungs- und Folgeprobleme

Im vorliegenden Abschnitt werden ausgewählte meldepflichtige Ereignisse in den Jahren 2016 – 2017 in den noch laufenden deutschen Atomkraftwerken aufgelistet und diskutiert. Die Ereignisse wurden aus den Monatsberichten zu meldepflichtigen Ereignissen vom Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit²⁶ entnommen [BFE 2018].

Die aufgelisteten Ereignisse erfüllen mindestens²⁷ eines der folgenden drei Kriterien und werden in die entsprechende Kategorie eingeteilt:

- Das Auftreten des Ereignisses ist auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten zurückzuführen (Kategorie A).
- Das Auftreten des Ereignisses ist auf eine fehlerhafte Montage, einen Instandhaltungsmangel oder eine nicht optimale Einstellung zurückzuführen (Kategorie B).
- Das Ereignis wurde möglicherweise durch ein Alterungsproblem verursacht (Kategorie C).

In der nachfolgenden Tabelle werden die Ereignisse aufgelistet und kurz dargestellt.

Tabelle 3: Ausgewählte Ereignisse in Betrieb befindlichen deutschen Atomkraftwerken 2016/17

Nr.	Anlage ²⁸ , Datum	Kurzbeschreibung des Ereignisses	Kat.
1	GKN-2, 21.01.2016	<u>Anforderung eines Notspeisenotstromdieselaggregats infolge des fehlerhaften Öffnens des Generatorschalters eines Notstromdiesels</u> (INES 0) Bei einer Prüfung des Notstromdiesels in einer der vier Notstromdieselredundanzen (Notstromnetz 1) kam es durch einen <u>Bedienungsfehler</u> zum fehlerhaften Öffnen des Generatorschalters des Dieselgenerators. Infolge der dadurch verursachten Spannungslosigkeit der 10-kV-Notstromschiene wurde vom Reaktorschutzsystem auslegungsgemäß im Notstromnetz 2 der redundanzzugehörige Notspeisenotstromdiesel	B

²⁶ Bis zum 30. Juli 2016 lagen die Monatsberichte zu meldepflichtigen Ereignissen noch in der Zuständigkeit des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS).

²⁷ Bei einem meldepflichtigen Ereignis werden zwei Kriterien erfüllt (siehe Ereignis 6). Das Ereignis wird dementsprechend in zwei Kategorien (A und B) eingeteilt.

²⁸ GKN-2: Neckarwestheim 2; KBR: Brokdorf; KKE: Emsland; KKI-2: Isar 2; KKP-2: Philippsburg 2; Gundremmingen C, KWG: Grohnde

		zur Spannungsversorgung der nachgeordneten 0,4-kV-Notstromschiene gestartet. Bedingt durch die Spannungslosigkeit der 10-kV-Notstromschiene kam es auch zur Abschaltung der redundanzzugehörigen Hauptkühlmittelpumpe (HKMP) und damit verbunden zur auslegungsgemäßen automatischen Absenkung der Reaktor- und Generatorleistung auf ca. 40%. Die Ursachenklärung ergab, dass das zuvor berechtigt abgenommene Schutzklötzchen am örtlichen Leitstand des Dieselaggregates zur Vermeidung ungewollter Betätigung des Generatorschalters nicht wieder angebracht worden war. Im Verlauf der Prüfungen kam es dann beim Abgleich von Spannung und Drehzahl zu einer versehentlichen Betätigung des Schalters. Quelle: Monatsbericht Februar 2016	
2	KKP-2, 01.03.2016	<p><u>Unverfügbarkeit eines Aerosol-/Jod-Störfallmonitors (INES 0)</u></p> <p>Bei einer wiederkehrenden Prüfung (WKP) wurde am Messkanal einer Aktivitätsmessstelle für Aerosole und Jod innerhalb des Aktivitätsüberwachungssystems der nukleartechnischen Lüftungsanlagen festgestellt, dass der Messwert des Messgasdurchsatzes nicht an den Messkanal übertragen wurde. Als Ursache hierfür wurde zuerst ein erhöhter Übergangswiderstand einer Trennklemme angenommen, weshalb diese ausgetauscht wurde. Bei den weiteren Untersuchungen wurde jedoch festgestellt, dass die Netzgeräte der Messstelle einen Defekt aufwiesen. Dieser wurde durch gealterte Kondensatoren verursacht. Die Netzgeräte wurden ausgetauscht.</p> <p>Die betroffene Messstelle war bereits längere Zeit ausgefallen und ist eine von mehreren Messungen im Aktivitätsüberwachungssystem. Die redundanten Messstellen standen uneingeschränkt zur Verfügung und die Überwachung der Aktivität in der Kaminfortluft war sichergestellt.</p> <p>Im Zuge der Aufarbeitung dieses meldepflichtigen Ereignisses wurden Manipulationen bei WKPen der Strahlungs-/Aktivitätsüberwachung festgestellt. Quelle: Monatsbericht März 2016</p>	C
3	KKP-2, 08.03.2016	<p><u>Funktionsstörung einer Absperrklappe im Sicherheitskomponentenkühlsystem (INES 0)</u></p> <p>Bei einem routinemäßigen Rundgang wurde festgestellt, dass die Stellungsanzeige der Rückschlagklappe hinter einer betrieblichen Zwischenkühlpumpe im nuklearen Zwischenkühlsystem einen Öffnungswinkel von ca. 30 ° anzeigte. Da die Zwischenkühlpumpe außer Betrieb war, hätte die Rückschlagklappe vollständig geschlossen sein müssen. Auch bei einer weiteren Funktionsprüfung öffnete die Klappe nur teilweise und schloss nach dem Abschalten der Pumpe nicht ordnungsgemäß. Ursache für die Funktionsstörung war eine Schwergängigkeit der Antriebseinheit. Der Klappenantrieb wurde getauscht. Die Schwergängigkeit war auf ein Verklemmen im Drehmechanismus der Klappe aufgrund eines Instandhaltungsmangels zurückzuführen. Die Instandhaltungsunterlagen wurden daraufhin überarbeitet. Quelle: Monatsbericht März 2016</p>	B
4	KKI-2, 15.03.2016	<p><u>Pore in einer Schweißnaht am Motorkühlwasserkreis eines Notspeisenotstromdiesels (INES 0)</u></p> <p>Bei Untersuchungen aufgrund einer vermuteten Kühlwasserleckage an einem der vier redundanten Notspeisenotstromdieselaggregate wurde an dem die Abgassammelleitung umhüllenden Wasserkasten eine Pore in der Schweißnaht vorgefunden. Die Pore wurde durch Ausmulden mit einer anschließenden Reparaturschweißung beseitigt. Der Betreiber wertet diese Leckage als herstellungsbedingten Einzelfehler. Der Wasserkasten wird beim nächsten Stillstand vorsorglich ausgetauscht. Quelle: Monatsbericht März 2016</p>	A
5	KKP-2,	<u>Befunde bei der Befestigung von Haltesegmenten der Klappenblattichtung von</u>	B

	16.04.2016	<p><u>Absperrklappen (INES 0)</u></p> <p>Die Anlage befand sich in der Revision/Brennelemente(BE)-Wechsel. Bei der Reparatur einer Absperrklappe im nuklearen Zwischenkühlkreis wurde ein fehlender Gewindestift festgestellt. Bei daraufhin durchgeführten zusätzlichen Kontrollen wurden an weiteren Absperrklappen im nuklearen Zwischenkühlkreislauf <u>fehlende Gewindestifte</u> festgestellt.</p> <p>Lt. Monatsbericht Mai 2016 (Stand: 09.10.2017) ist die Ursachenklärung noch nicht abgeschlossen. Die Gewindestifte dienen dem Verspannen von Haltesegmenten der an den Klappen angebrachten Dichtungen. Im vorliegenden Fall gab es nach Aussage des Betreibers keine Hinweise auf Funktionsbeeinträchtigungen der betroffenen Absperrklappen. Quelle: Monatsbericht Mai 2016</p>	
6	KKP-2, 22.04.2016	<p><u>Bruch einer Schraube am Kühlwasseraustrittsflansch am Zylinderkopf eines Notstromdieselmotors (INES 0)</u></p> <p>Die Anlage befand sich in der Revision/BE-Wechsel. Bei einer WKP an einem der vier Notstromdieselaggregate kam es durch den Bruch einer der drei Schrauben am Kühlwasseraustrittsflansch eines Zylinderkopfes zu einer Undichtigkeit und zum Austritt von Kühlwasser. Der Notstromdiesel wurde über Not-Aus abgeschaltet. Die Ursachenklärung für den Bruch der Schraube ergab eine erhöhte Schwingungsbeanspruchung, die <u>durch Montagefehler beim Herstellen des Dieselmotors in Verbindung mit der Verwendung einer nicht vorgabegerechten Unterlegscheibe</u> verursacht wurde.</p> <p>Alle Schrauben und Unterlegscheiben wurden vorsorglich ausgetauscht. Im Verlauf eines daraufhin durchgeführten Untersuchungsprogramms wurden die jeweils 60 Schrauben der anderen Notstromdiesel hinsichtlich des korrekten Anzugsmomentes geprüft. Dabei wurde festgestellt, dass am <u>Notstromdiesel 3 insgesamt 33 Flanschschrauben und am Notstromdiesel der Redundanz 1 insgesamt 17 Schrauben nicht das geforderte Anzugsmoment aufwiesen</u>. Die Schrauben an den Notstromdieseln der Redundanzen 2 und 4 waren spezifikationsgemäß angezogen. Als Vorkehrungen gegen Wiederholung sind beim Hersteller Optimierungsmaßnahmen für die Montage- und Qualitätssicherungsprozesse vorgesehen. Quelle: Monatsbericht Mai 2016</p>	A und B
7	KKP-2, 29.04.2016	<p><u>Fehlerhafte Einstellung und Überprüfung eines Grenzsinalgebers zur Überwachung der Edelgasaktivitätskonzentration für die Kaminfortluft (INES 0)</u></p> <p>Die Anlage befand sich in der Revision/BE-Wechsel. Bei der WKP einer Edelgasmessstelle für die Kaminfortluftüberwachung wurde festgestellt, dass ein Signal (Überschreiten des Tagesgrenzwertes) nicht angeregt wurde. Ursache dafür war <u>eine fehlerhafte Einstellung des Spannungswertes des Grenzsinalgebers</u>. Der fehlerhaft eingestellte Grenzwert wurde korrigiert. Die Fehleinstellung wurde bei mehreren vorangegangenen Prüfungen nicht entdeckt, da dabei nicht das in der Prüfanweisung vorgegebene Prüfpräparat, sondern das interne Prüfpräparat der Messstelle, das ein größeres Messsignal erzeugt, verwendet wurde.</p> <p>Lt. Monatsbericht zu meldepflichtigen Ereignissen im Zeitraum Mai 2016 dauert die Ursachenklärung für die falsche Grenzwerteinstellung und die fehlerhafte Durchführung der Prüfungen an.</p> <p>Die Prüfung war Teil einer Reihe von Wiederholungsprüfungen, die vom Betreiber im Zuge der Aufarbeitung von WKP-Manipulationen an Einrichtungen der Strahlungsmesstechnik durchgeführt wurden. (siehe auch Ereignis „Unverfügbarkeit eines Aerosol-/Jod-Störfallmonitors“ vom 01.03.2016) Quelle: Monatsbericht Mai 2016</p>	B
8	KKP-2,	<p><u>Abweichung zwischen Dokumentation und Ist-Zustand an Blinddeckeln von nuklea-</u></p>	A

	12.05.2016	<p><u>ren Zwischenkühlern (INES 0)</u></p> <p>Die Anlage befand sich in Revision/BE-Wechsel. Bei der Druckprüfung eines nuklearen Zwischenkühlers in einer der vier Redundanzen des nuklearen Zwischenkühlsystems wurde festgestellt, dass ein Blinddeckel, der zum Verschließen des Spülstutzens der Umkehrkammer dient, nicht spezifikationsgerecht gefertigt war. Eine Überprüfung des nuklearen Zwischenkühlers in der anderen Redundanz ergab den gleichen Befund. Die festgestellten Abweichungen bestanden bei beiden Blinddeckeln darin, dass eine als Korrosionsschutz vorgesehene mediumseitige (Flusswasser) Hartgummierung fehlte (ein Korrosionsangriff war bereits sichtbar) und die Deckel aus einer anderen Stahlsorte als laut Spezifikation gefordert, gefertigt waren. Bei den Zwischenkühlern der Redundanzen drei und vier wurden keine Abweichungen vom spezifizierten Zustand festgestellt. Die befundbehafteten Blinddeckel wurden gegen neue spezifikationsgerechte Blinddeckel ausgetauscht. Die Abweichungen resultieren aus der Errichtungsphase der Anlage. Die Ursachen konnten nicht mehr festgestellt werden. Quelle: Monatsbericht Mai 2016</p>	
9	KKP-2, 29.07.2016	<p><u>Schutzabschaltung eines Notstromdiesels bei 110%-Lastlauf (INES 0)</u></p> <p>Bei einer WKP eines Notstromdiesels mit Fahren der Laststufe 110% wurde dieser nach wenigen Minuten aufgrund einer zu hohen Kühlwassertemperatur über die Schutzabschaltung wieder abgeschaltet. Auch bei einem weiteren Anfahren der 110%-Laststufe kam es erneut zu einem Kühlwasser-Temperaturanstieg, worauf das Aggregat vorsorglich von Hand abgeschaltet wurde. Bei der anschließenden Überprüfung wurde festgestellt, dass der Kühlwasserdurchsatz durch den Motorkühler zu niedrig war. Dieser niedrige Durchfluss führte zu einem verringerten Wärmeübergang am Kühler des Dieselmotors und in der Folge zum Temperaturanstieg des Kühlwassers mit nachfolgender Abschaltung des Notstromdiesels über den vorrangigen Aggregateschutz. Nach einer Anpassung des Durchsatzes konnte die WKP erfolgreich wiederholt werden. Quelle: Monatsbericht August 2016</p>	B
10	KBR, 01.08.2016	<p><u>Ausfall einer Notzwischenkühlpumpe durch Ansprechen des Überstromschutzrelais bei wiederkehrender Prüfung (INES 0)</u></p> <p>Bei einer Prüfung in einer Redundanz der zweisträngig aufgebauten Notnackkühlkette wurde die redundanzzugehörige nukleare Notzwischenkühlpumpe zweimal ordnungsgemäß EIN und AUS geschaltet. Bei der anschließenden Durchführung einer internen Prüfung wurde die Pumpe erneut zugeschaltet. Nach 16 Minuten löste das Überlastrelais aus und die Pumpe wurde ausgeschaltet. Ursache für das fehlerhafte Auslösen des Überlastrelais war eine nicht angezogene Anschlussschraube einer Leitung am Auslöserelais des Überlastrelais. Dies wird als Ursache dafür gesehen, dass die Phasenausfallerkennung des Relais ansprach und somit das Überlastrelais auslöste.</p> <p>Die hier betroffene Notzwischenkühlpumpe gehört zu einer der beiden Stränge der Notnackkühlkette. Diese gewährleistet die langfristige Abfuhr der Nachzerfallwärme der bestrahlten Brennelemente bei Nichtverfügbarkeit der normalen Nachkühlkette infolge von Einwirkungen von außen, wie z. B. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle. Quelle: Monatsbericht August 2016</p>	B
11	KBR, 08.09.2016	<p><u>Fehlendes Halterungselement an Flutbeckensaugarmatur im Zusatzboriersystem (INES 0)</u></p> <p>Bei einer WKP des viersträngigen Zusatzboriersystems wurde im Bereich des Stellantriebs einer flutbeckenseitigen Saugarmatur ein nicht montiertes Halterungselement erkannt. Bei diesem Halterungselement handelt es sich um eine Art Sicherungsplatte, die die Armatur mit dem Stellantrieb zusätzlich in seiner Position fixiert. Damit sollen im Falle von Erdbeben auftretende Schwingungen gedämpft werden. Die Sicherungsplatte wurde umgehend wieder montiert. Die Kontrolle von gleichartigen Arma-</p>	B

		<p>turen der drei anderen redundanten Stränge des betroffenen Systems ergab keine Auffälligkeiten. Der Betreiber vermutet, dass die Sicherungsplatte <u>im Zuge von Instandhaltungstätigkeiten an dieser Armatur entfernt und nach der Remontage der Armatur nicht wieder ordnungsgemäß eingebaut</u> wurde.</p> <p>Das Zusatzboriersystem ist viersträngig aufgebaut und soll bei Einwirkungen von Außen, z. B. Erdbeben, den Reaktor im unterkritischen Zustand halten sowie betriebsmäßige Leckagen ergänzen. Quelle: Monatsbericht September 2016</p>	
12	KKE, 23.11.2016	<p><u>Verwechslung von Stopfbuchspackungsringen an Armaturen DN 10 und DN 15 (INES 0)</u></p> <p>Bei Überprüfungen im Zentrallager wurde eine fehlerhafte Sortierung von Ventildichtungen festgestellt. Es handelt sich um sogenannte Packungsringe, die als Dichtelement einer Stopfbuchse zur Abdichtung des Ventils am Spindeldurchgang dienen. Bei den betroffenen Teilen handelt es sich um zwei optisch nahezu identische Dichtungen gleicher Bauform aber unterschiedlicher Material-zusammensetzung. Nach Angaben des Betreibers wurden seit 2009 <u>an 61 Armaturen in Kleinleitungen der Nennweiten DN10 und DN15 nicht spezifikationsgerechte Dichtungen (Packungsringe) eingebaut</u>. Es wird davon ausgegangen, dass dies auf eine Verwechslung bei der Einlagerung der Bestellung der betroffenen Ventilbauteile aus dem Jahr 2009 zurückzuführen ist. Lt. Monatsbericht zu meldepflichtigen Ereignissen im Zeitraum November 2016 (Stand: 05.01.2018) ist die genaue Ursachenklärung noch nicht abgeschlossen. Quelle: Monatsbericht Dezember 2016</p>	A
13	KKP-2, 07.12.2016	<p><u>Kühlwasserleckage an einer Messleitung eines Notstromdiesels bei Wiederkehrender Prüfung (INES 0)</u></p> <p>Bei einer WKP an einem Notstromdieselaggregat wurde bei der Überwachung vor Ort eine Kühlwasserleckage bemerkt. Nach Außerbetriebnahme und Freischaltung des Notstromdiesels konnte als Ursache der Leckage ein Riss an der Einbindung der Messleitung zu einer Druckmessstelle identifiziert werden. Es handelt sich um einen Herstellungsfehler. <u>Die Lötverbindung war nicht ordnungsgemäß ausgeführt worden</u>. Die betroffene Messleitung wurde ausgetauscht. Quelle: Monatsbericht Dezember 2016</p>	B
14	KBR, 14.12.2016	<p><u>Fehlerhaftes Prüfsignal in der Standardprüfverriegelung des Reaktorschutzsystems (INES 0)</u></p> <p>Bei einer in KBR nach der Revision 2016 durchgeführten Auswertung der Betriebsdokumentation rückwärts bis zum Januar 2015 (Ereignisdatum des meldepflichtigen Ereignisses 15/002: "Defekte Entkopplungsbaugruppe in der Standardprüfverriegelung des Reaktorschutzsystems", siehe Monatsbericht Januar 2015) wurde erkannt, dass nach manueller Auslösung des beabsichtigten Prüfsignals "Zuschaltung Notstromgenerator" ein weiteres Reaktorschutzsignal unerwartet mitausgelöst wurde. Die dadurch angesteuerten Komponenten (Kühlwasserpumpen) waren jedoch infolge der WKP bereits in Betrieb und somit ergaben sich keine sicherheitstechnischen Auswirkungen oder Einschränkungen. Die Ursachenklärung ergab, <u>dass ein Speicher einer Speicherbaugruppe in der Prüflogik für Reaktorschutz(RS)-Signale während der Durchführung der monatlichen wiederkehrenden Notstromsignalprüfung fehlerhaft gesetzt worden war</u>, was dazu führte, dass mit der Betätigung der Prüftaste das weitere RS-Signal ausgelöst wurde. Die Ursache für das fehlerhafte Setzen des Speichers in der betroffenen Speicherbaugruppe konnte nicht ermittelt werden. Quelle: Monatsbericht Dezember 2016</p>	B
15	KKP-2, 20.12.2016	<p><u>Fehlerhafte Verbindungsbolzen an Halterungen von Lüftungskanälen (INES 1)</u></p> <p>In zwei Räumen des Notspeisegebäudes wurden zuerst bei einem Anlagenrundgang und dann bei nachfolgenden Untersuchungen fehlende bzw. abgebrochene Bolzen an</p>	A

		<p>Halterungen von Lüftungskanälen vorgefunden. Ursache hierfür war <u>eine in der Errichtungsphase der Anlage nicht ausreichende Berücksichtigung zu unterstelter Relativverschiebungen zwischen Halterungen und Gebäudestrukturen über die lange Betriebszeit (z.B. durch Eigengewicht, Setzungen, Betonkriechen) bei der Gestaltung der Halterungen</u>. Mit der vorliegenden Folgemeldung hat der Betreiber die im Ergebnis der abgeschlossenen Untersuchungen identifizierten weiteren Befunde bzw. Auffälligkeiten an Halterungskonstruktionen im Notspeisegebäude ergänzt. An allen betroffenen Halterungen sind Optimierungen vorgenommen worden.</p> <p>Das in der Erstmeldung von den Befunden betroffene Lüftungssystem dient der Wärmeabfuhr von den Komponenten im Notspeisegebäude (elektrotechnische Anlagen, Notspeise-Notstromdiesel, Elektronikschränke) im Störfall, bei Notstandsfällen (Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) sowie im bestimmungsgemäßen Betrieb. In den betroffenen zwei Räumen des Notspeisegebäudes befinden sich die Leittechnik-schränke von zwei Redundanzen des vierfach redundant ausgelegten Reaktorschutzsystems. Das Reaktorschutzsystem gehört zum Sicherheitssystem. Aufgrund der Befunde konnte die Funktion der Halterungen der Lüftungskanäle im Falle eines Erdbebens oder bei Notstandsfällen nicht zweifelsfrei belegt werden. Somit war auch die Funktionssicherheit der beiden Redundanzen des Reaktorschutzsystems in diesen Fällen infolge der dann auf die Leittechnik-schränke herabstürzenden Lüftungskanäle nicht nachgewiesen. Das Abfahren der Anlage wurde daraufhin am 20.12.2016 veranlasst und das Ereignis nach Kategorie E (Eilmeldung) gemeldet. <u>Die ersten Untersuchungsergebnisse zeigten, dass der konstruktive Mangel an den Halterungen alle vier Räume des Notspeisegebäudes betrifft, in denen Leittechnik-schränke des Reaktorschutzsystems untergebracht sind (systematischer Fehler)</u>. Im Zuge der Ursachenklärung wurde weiterhin festgestellt, dass <u>die für die Auslegung gegen Erdbeben und Flugzeugabsturz vorgesehene bautechnische Entkopplung zwischen der Raumdecke und den Wänden im Notspeisegebäude in Form einer 15 cm breiten Fuge nicht an jeder Stelle eingehalten</u> wird. Quelle: Monatsbericht Dezember 2016</p>	
16	KWG, 04.03.2017	<p><u>Anforderung eines Notstromdiesels (INES 0)</u></p> <p>Die Anlage befand sich in Revision/BE-Wechsel. Am ersten Revisionstag wurde eine neu installierte Schutzeinrichtung (Überwachung des Phasenfehlers) für die Stromversorgung geprüft. Hierfür wurde in allen Redundanzen mehrfach die Eigenbedarfsversorgung von Eigen- auf Fremdnetz geschaltet. Während der Arbeiten in der Redundanz 2 wurde anstelle der Umschaltung von Eigen- auf Fremdnetz fehlerhaft der 10-kV-Eigenbedarfsleistungsschalter der zugehörigen 10-kV-Blockschiene ausgelöst. Auslegungsgemäß wurde der schienenzugehörige Notstromdiesel gestartet. Die anschließende Klärung ergab, dass <u>bei einem der Schritte der Inbetriebnahme der neuen Schutzeinrichtung ein Diodenstecker fehlerhaft gesteckt wurde</u>. Nach der Klärung des Sachverhaltes wurde die Normalisierung der Stromversorgung in der betreffenden Redundanz vorgenommen. Quelle: Monatsbericht März 2017</p>	B
17	KKI-2, 25.07.2017	<p><u>Anforderung des Sicherheitssystems durch den Reaktorschutz aufgrund einer Störung im betrieblichen Steuerflüssigkeitssystem der Turbine (INES 0)</u></p> <p>Die Anlage befand sich im Anfahrbetrieb nach Abschluss der Revision. Bei einer Generatorleistung von ca. 40% erfolgte die Prüfung der Turbinenschutzeinrichtungen mit der Turbinenprüfautomatik. Dabei kam es innerhalb des betrieblichen Steuerflüssigkeitssystems zu einem Druckabfall der Schnellschlussflüssigkeit und nachfolgendem Schließen der Turbinenschnellschlussventile. Die Anlage wurde daraufhin vom Netz getrennt und die Eigenbedarfsversorgung bestimmungsgemäß auf das 110-kV-Fremdnetz umgeschaltet. Damit war auslegungsgemäß eine Abschaltung der vier Hauptkühlmittelpumpen verbunden, die wiederum zur Auslösung der Reaktorschnel-</p>	B

		labschaltung und Turbinenschnell-abschaltung über das Reaktorschutzsystem führte. Ursache für den Druckabfall in der Schnellschlussflüssigkeit war eine fehlerhafte Offenstellung eines Magnetventils zur Auslösung eines Prüfschiebers. Dieses Magnetventil war nach Prüfungen während der Revision fehlerhaft nicht wieder geschlossen worden und führte zu einer Fehlschaltung des Prüfschiebers mit nachfolgendem Druckabfall der Schnellschlussflüssigkeit. Quelle: Monatsbericht August 2017	
18	KBR, 10.10.2017	<u>Anzeige an der Membran eines Ventils am Flutbeckenausstritt zur Ringleitung (INES 0)</u> Die Anlage befand sich im Volllastbetrieb. Bei einem routinemäßigen Kontrollgang wurden im Bereich der Stopfbuchse einer Armatur des Nuklearen Not- und Nachkühlsystems (TH) Borablagerungen festgestellt. Die zur Ursachenklärung durchgeführte innere Inspektion der Armatur ergab als Schadensbild Anzeigen an der Membran im Bereich der Auflagefläche zum Armaturensteg. Die Membran dient der Dichtigkeit der Armatur, die wiederum das Flutbecken in einer der vier Redundanzen des TH-Systems gegen eine Füll- und Entnahmeleitung (Ringleitung) verschließt. Lt. Monatsbericht zu meldepflichtigen Ereignissen im Zeitraum Oktober 2017 (Stand: 11.12.2017) besteht die Ursache für die undichte Membran nach dem bisherigen Kenntnisstand in einem zweimaligen Nachjustieren und somit einer erhöhten Flächenpressung zur Sicherstellung der inneren Dichtigkeit der Armatur in Verbindung mit einer hohen Anzahl von Schaltspielen. Quelle: Monatsbericht Oktober 2017	B
19	KBR, 13.10.2017	<u>Einsatz falscher Plombierungsschrauben am Sekundärdeckel eines CASTOR-TLB (INES 0)</u> Bei der Abfertigung eines mit abgebrannten BE beladenen Transport- und Lagerbehälters (TLB) der Bauart CASTOR V/19 zur Vorbereitung des Transportes in das Zwischenlager wurde festgestellt, dass im Sekundärdeckel fälschlicherweise an vier Positionen nicht die an diesen Stellen vorgesehenen Schrauben des Sekundärdeckels sondern die für die Schutzplatte vorgesehene Schrauben eingebracht worden sind . Da die Schrauben für die Schutzplatte länger sind als die des Sekundärdeckels, stießen diese beim Verschrauben des Sekundärdeckels auf. Beim Aufbringen des vorgeschriebenen Anzugsmomentes wurde die Kraft somit nicht von den Schraubenköpfen auf den Deckel, sondern auf die Gewinde der Schrauben und Innengewinde der Sacklöcher aufgebracht. Dabei wurden sowohl die Schraubengewinde als auch die Innengewinde der Sacklöcher beschädigt. Lt. Monatsbericht zu meldepflichtigen Ereignissen im Zeitraum Oktober 2017 (Stand: 11.12.2017) wird die Ursache für die Vertauschung der Schrauben noch untersucht. Quelle: Monatsbericht Oktober 2017	A

Zu den in der obigen Tabelle aufgelisteten Ereignissen gehören²⁹:

- sechs Ereignisse zu der Kategorie A (das Auftreten des Ereignisses ist auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten zurückzuführen),
- 13 Ereignisse zu der Kategorie B (das Auftreten des Ereignisses ist auf eine fehlerhafte Montage, einen Instandhaltungsmangel oder eine nicht optimale Einstellung zurückzuführen), und
- ein Ereignis zu der Kategorie C (das Ereignis wurde möglicherweise durch ein Alterungsproblem verursacht).

²⁹ Ein Ereignis gehört zu zwei Kategorien (A und B)

In der Tabelle ist zu erkennen, dass im betrachteten Zeitraum den beiden Atomkraftwerken Philippsburg-2 und Brokdorf (KKP-2 und KBR) mehr als ein Ereignis der Kategorie B eingetreten ist. Im KKP-2 sind auch mehrere Ereignisse der Kategorie A im betrachteten Zeitraum eingetreten.

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.

Das Problem von mangelnder Sicherheitskultur wird hier auch dadurch bestätigt, dass in KKP-2 Manipulationen bei wiederkehrenden Prüfungen (WKP) der Strahlungs-/Aktivitätsüberwachung festgestellt wurden (siehe Ereignisse 2 und 7).

Die baden-württembergische Atomaufsicht erklärt auf ihrer Internetseite, sie fördere die Meldekultur. Die Meldekriterien sind so anzuwenden, dass die Genehmigungsinhaber im Zweifel eine amtliche Meldung erstatten. Das führt zu einer höheren Zahl von meldepflichtigen Ereignissen. Aus einer hohen Zahl von meldepflichtigen Ereignissen könne nicht auf einen schlechten Sicherheitszustand einer Anlage geschlossen werden.

Denn wer viel untersuche, fände auch viel heißt es weiter. Intensive Untersuchungsprogramme, die die baden-württembergische Atomaufsicht veranlasst oder der Genehmigungsinhaber von sich aus eingeleitet hat, haben Probleme erkannt, die meldepflichtig waren. Die Untersuchung einschließlich der Meldung mit anschließender Instandsetzung haben damit die Anlage sicherer gemacht, als wenn der Fehler unerkannt geblieben wäre. Die EnBW Kernkraft GmbH hat infolge der Untersuchungen des Ministeriums für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft zu Ereignissen von 2009 und 2010 die Sicherheitskultur verbessert, d. h. insbesondere die kritisch hinterfragende Grundhaltung der Mitarbeiter gefördert. Auch deshalb kommt es zu mehr Meldungen.

In Baden-Württemberg werden die Meldekriterien streng ausgelegt, deshalb werden Ereignisse als meldepflichtig eingestuft, die in anderen Zuständigkeitsbereichen möglicherweise nicht gemeldet werden.

Das hieße aber nicht, dass die Anzahl von meldepflichtigen Ereignissen ohne jegliche sicherheitstechnische Relevanz wäre. [BW UM 2018]

In einer Studie 2011 wurde in der Bewertung zweier Ereignisse der INES-Stufe 2 (Störfälle), die das Notkühlsystem in Philippsburg 2 betrafen³⁰, erklärt, es sei nicht auszuschließen, dass diese keine Einzelfälle waren und möglicherweise weitere bisher unerkannte Sicherheitsdefizite vorhanden sind [BUND 2011]. Demnach ist es durchaus möglich, dass alte Sicherheitsdefizite erst jetzt bei Untersuchungen der Anlage entdeckt werden. Dabei muss aber davon ausgegangen werden, dass bei einer derart komplexen Anlage wie einem Atomkraftwerk, die Beseitigung von Mängeln Jahrzehnte andau-

³⁰ Im Jahr 2001 wurde festgestellt, dass in allen vier Flutbehältern zum Zeitpunkt des Anfahrens der erforderliche Füllstand nicht vorhanden war. Bei der anschließenden Untersuchung stellte sich heraus, dass diese Abweichung von den Vorschriften bei den 16 Jahresrevisionen seit der Inbetriebnahme 15 Mal praktiziert worden war. Die Flutbehälter enthalten den Wasservorrat des Not- und Nachkühlsystems. In diesem Zusammenhang musste noch ein weiteres Ereignis der INES-Stufe 2 gemeldet werden. Die Borkonzentration lag in drei der vier Behälter unter dem vorgeschriebenen Wert. Die Behälter sind nicht mit reinem Wasser gefüllt, sondern mit Borsäurelösung, um eine erneute Kettenreaktion eines abgeschalteten Reaktors zu verhindern. Die durch diese beiden Störfälle offenkundig gewordenen Sicherheitsdefizite betrafen auch den organisatorischen und menschlichen Bereich. Umfangreiche Gegenmaßnahmen wurden geplant, insb. eine Verbesserung des Sicherheitsmanagements. Die Nachlässigkeiten beim Notkühlsystem wurden von der Atomaufsicht und deren Sachverständigen jahrelang übersehen.

ern würde. Zusätzlich ist auch nicht auszuschließen, dass die lange bestandenen Mängel in der Sicherheitskultur noch immer nicht beseitigt sind und zu unverhältnismäßig vielen Fehlern führt.

In der BUND-Studie 2013 wurden ausgewählte meldepflichtige Ereignisse in den Jahren 2011 – 2012 der damals noch neu laufenden deutschen Atomkraftwerken aufgelistet und diskutiert. Es zeigten sich insgesamt 32 Ereignisse, davon waren (a) acht Ereignisse auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten, (b) 13 Ereignisse auf eine fehlerhafte Montage bzw. eine nicht optimale Einstellung zurückzuführen. (c) Bei elf Ereignissen wurde ein Alterungsproblem als eine mögliche Ursache des Ereignisauftretens in Betracht gezogen werden. [BUND 2013]

Dieser Trend hielt an: Bei der Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse aus den Jahren 2013 – 2014 zeigen sich ebenfalls 21 derartige Ereignisse. [BUND 2016]

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. 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 noch vollständig erfüllt sind.

Bis auf ein Ereignis sind alle aufgelisteten Ereignisse 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 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.

Anmerkung: Fertigungsfehler werden üblicherweise nicht zu den Alterungsfehlern gezählt. Auf den ersten Blick ist die Unterscheidung gerechtfertigt. Allerdings wirken sich manche fertigungsbedingte Mängel auch erst nach einer bestimmten Betriebszeit aus und wären dann auch als Alterungsfehler zu bezeichnen. Tatsache ist, dass mit ansteigendem Wissen und verbesserten Prüfmethoden immer mehr fertigungsbedingte Fehler aufgefunden werden. 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.

6.2 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 Sicherheits-

konzepts 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 des jeweiligen Ereignisses verwiesen.

Auch die RSK erklärt: Mensch, Technik und Organisation sind in einem ganzheitlichen Ansatz so aufeinander abzustimmen, dass das oberste Sicherheitsziel eingehalten ist und Gefahren für die Umgebung des Atomkraftwerks 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]

Es ist auch 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 ungenau 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] So werden als INES 0 Ereignisse eingestuft, die „keine oder eine sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung“ haben. Schon die Formulierung zeigt, dass es Ermessensspielräume gibt, ob ein Ereignis gemeldet wird. Ereignisse die nur keine oder nur eine sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung haben könnten aber eine systematische Bedeutung haben.

Eine wirkliche sicherheitstechnische Bewertung der Ereignisse durch die INES Skala ist daher nicht gegeben. Das wäre bei sogenannten Precursor Analysen anders: Als Precursor (englisch für „Vorläufer“) werden Ereignisse in Atomkraftwerken bezeichnet, die – durch eine Beeinträchtigung der Funktion sicherheitsrelevanter Einrichtungen, durch eine betriebliche Störung oder durch einen Störfall – die Wahrscheinlichkeit für einen Schaden am Reaktorkern vorübergehend deutlich erhöhen. Precursor-Analysen berechnen diese Wahrscheinlichkeit und liefern damit ein Maß für die sicherheitstechnische Bedeutung der Ereignisse.

Die GRS hat in der Vergangenheit Precursor-Analysen für die meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Atomkraftwerke durchgeführt. Solche Listen müssten erstellt und veröffentlicht werden – wie die kürzlich in die Schlagzeilen geratenen Precursor-Analysen des belgischen Atomkraftwerks Tihange. [WDR 2018]

6.3 Gefahr von gemeinsam verursachten 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.

Nach Meinung der GRS muss die GVA-Analyse deutlich erweitert werden. Fragestellungen hierbei sind u.a. der 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 Ereignisanalyse betrachtet werden.

6.4 Mangelhafte Ereignisanalysen

Wenig sicherheitsgerichtet ist in Deutschland der Umgang der AKW-Betreiber mit den aufgetretenen meldepflichtigen 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]

Die 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 im Jahr 2008 zur Erstellung eines Leitfadens, der aus Sicht der RSK bei der Erstellung von ganzheitlichen Ereignisanalysen zugrunde gelegt werden soll.

Auf Veranlassung des BMUB verglich die RSK den von AKW-Betreibern verwendeten VGB-Leitfaden 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 zeigte relevante Mängel des VGB-Leitfadens: 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. [RSK 2014a]

6.5 Mangelnde Sicherheitskultur

Entscheidend für einen sicheren Betrieb eines Atomkraftwerks ist die sogenannte Sicherheitskultur. In den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ wird der für die Sicherheit essentielle Begriff der Sicherheitskultur klar definiert: *„Die Sicherheitskultur ist durch eine, für die Gewährleistung der Sicherheit der Anlage erforderliche, sicherheitsgerichtete Grundhaltung, Verantwortung und Handlungsweise aller Mitarbeiter bestimmt. Sicherheitskultur umfasst dazu die Gesamtheit der Eigenschaften und Verhaltensweisen innerhalb eines Unternehmens und beim Einzelnen, die dazu dienen, dass die nukleare Sicherheit als eine übergeordnete Priorität die Aufmerksamkeit erhält, die sie aufgrund ihrer Bedeutung erfordert. Sicherheitskultur betrifft sowohl die Organisation als auch die Einzelpersonen.“* [BMUB 2016]

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) äußerte sich bereits 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, wie es sich in anderen Industriezweigen bereits bewährt hat. [GRS 2008]

In den neu erstellten „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ wurden auch die spezifischen Anforderungen an die Qualitätsgewährleistung durch ein integriertes Managementsystem (IMS) ergänzt. Die übergeordnete Zielsetzung des IMS ist es, neben der nuklearen Sicherheit auch Anforderungen aus anderen Unternehmensperspektiven (z. B. wirtschaftliche Gesichtspunkte) in das Managementsystem zu integrieren. Das IMS soll gewährleisten, dass bei konkurrierenden Anforderungen und Zielen an die Anlage denjenigen der nuklearen Sicherheit ein ihrer Bedeutung entsprechender Stellenwert eingeräumt wird. [BMUB 2016]

Erst in der BMU-Nachrüstliste 2012 wird die Entwicklung eines prozessorientierten Managementsystems inklusive Sicherheitsmanagement, Alterungsmanagement und Qualitätsmanagement gefordert (Ib1). Es ist nicht bekannt, ob ein entsprechendes Managementsystem in allen deutschen Atomkraftwerken inzwischen vollständig eingeführt wurde. Aber selbst, wenn ein entsprechendes Managementsystem endlich eingeführt ist, wird es noch Jahre dauern, bis dieses greift und zu einer Verbesserung der Sicherheitskultur führt. [BMU 2012]

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.

6.6 Kompetenzverlust des Personals in Atomkraftwerken

In der Eröffnungsrede der Jahrestagung Kerntechnik 2017 nannte Ralf Güldner (Deutsches Atomforum - DAfF) als größte Herausforderung die Erhaltung der kerntechnischen Kompetenz.

Dieses gelte für die Forschung, die Industrie, aber auch für den Staat selbst. In Behörden bzw. Gesellschaften der öffentlichen Hand, die im Entsorgungsbereich tätig sind, sind bald bis zu 4.000 MitarbeiterInnen tätig. Zusammen mit den Beamten und staatlichen Angestellten in anderen Bereichen der Kerntechnik, dem Gutachterwesen und in der Forschung wären mindestens ein Sechstel der über 30.000 Beschäftigten der Branche (5000 Personen) künftig der öffentlichen Hand zuzuordnen. [GÜLDNER 2017]

Im Rahmen der sechsten Überprüfungskonferenz zur nuklearen Sicherheit wurde die Überwachung der Personalsituation in Kernanlagen als Herausforderung, das heißt als Problem gesehen. [BMUB 2016]

Die RSK hat im Jahr 2012 ein Memorandum „*Drohende Gefährdung der kerntechnischen Sicherheit durch Know-How- und Motivationsverlust*“ veröffentlicht. In ihrem Memorandum stellt die RSK klar, dass sowohl für die Restlaufzeit der Kernanlagen als auch für deren Stilllegung sowie für die Entsorgung und Lagerung der Abfälle auch weiterhin kompetente und motivierte Mitarbeiter benötigt werden. Durch die begrenzte berufliche Perspektive sieht sie hierbei den Faktor „Motivation“ als gefährdet an. Die RSK hat bei einer weiteren Verstärkung dieser negativen Entwicklung und einer daraus resultierenden abnehmenden Motivation der Beschäftigten Bedenken, dass das Wissen für den sicheren Betrieb der Kernanlagen auf dem notwendigen Niveau gehalten werden kann.

Basierend auf dem Memorandum vom Juli 2012 hat das BMUB die RSK um weitere Vorschläge zu Maßnahmen zur Vermeidung eines Know-How- und Motivationsverlustes bei den Beschäftigten in der Kerntechnik gebeten. [RSK 2016c]

Die RSK stellt in ihrer Stellungnahme fest: Zusätzlich haben marktwirtschaftliche Gründe weiteren Zwang zu Veränderungen von Unternehmensstrukturen in allen beteiligten Organisationen (insbesondere bei Herstellern, Betreibern und Sachverständigen) bewirkt. Dies sind Gründe, um die Maßnahmen zur Gewährleistung der erforderlichen Motivation und die Gewährleistung des erforderlichen Know-hows bei den Mitarbeitern weiterhin zu hinterfragen.

Solche Veränderungen erfordern in den betroffenen Unternehmen und Organisationen erfahrungsgemäß ein professionelles „Change Management“ um nachteilige Folgen für die Effizienz und Zuverlässigkeit eines Unternehmens zu vermeiden. Um die getroffenen Maßnahmen zum Erhalt des Know-hows und der Motivation einschätzen zu können, fanden Anhörungen und Präsentationen der genannten Organisationen statt, in denen diese die von ihnen getroffenen oder geplanten Maßnahmen gegen Know-how- und Motivationsverlust vorstellten.

Keine der Organisationen hat im Rahmen der Anhörungen ein Management der anstehenden Veränderungsprozesse vorgestellt. Zusammenfassend stellt die RSK fest, dass die Vorträge der Organisationen nach Ansicht der RSK keine belastbaren Aussagen erlauben, inwieweit den im Memorandum artikulierten Befürchtungen der RSK mit wirkungsvollen Maßnahmen begegnet wird und wie sich diesbezüglich die Situation in den Organisationen derzeit darstellt.

Da für den Betrieb bis 2022, den Nach- bzw. Restbetrieb sowie für den Rückbau der Atomkraftwerke weiterhin und längerfristig das jeweils notwendige hohe Know-how benötigt wird, haben die im RSK-Memorandum in 2012 aufgeführten Bedenken weiterhin Bestand.

Unter Berücksichtigung des dargestellten Kenntnisstandes präsentiert die RSK geeignete Maßnahmen gegen einen drohenden Know-how- und Motivationsverlust. Diese Maßnahmen betreffen die beiden wesentlichen Aktionsfelder – den Know-how-Erhalt sowie den Erhalt der Mitarbeitermotivation als Elemente der Sicherheitskultur.

Aus Sicht der RSK sollte über die diesbezüglich bereits vorhandenen Maßnahmen hinaus bei den betroffenen Unternehmen und Organisationen ein spezifischer Maßnahmenplan für das Management

der mit dem Ausstiegsbeschluss und den geänderten ökonomischen Rahmenbedingungen verbundenen Änderungen entwickelt und implementiert sein (d. h. ein Change Management).

In der folgenden Liste sind meldepflichtige Ereignisse aus 2016 und 2017, die mit Kompetenzverlust (z.B. Bedienungsfehler) in Verbindung stehen (könnten), aufgelistet.

Tabelle 4: Meldepflichtige Ereignisse 2016/17, die mit Kompetenzverlust (z.B. Bedienungsfehler) in Verbindung stehen könnten

Nr.	Anlage, Datum	Kurzbeschreibung des Ereignisses
1	GKN-2, 21.01.2016	<u>Anforderung eines Notspeisenotstromdieselaggregats infolge des fehlerhaften Öffnens des Generatorschalters eines Notstromdiesels (INES 0)</u> Bei einer Prüfung des Notstromdiesels in einer der vier Notstromdieselredundanzen (Notstromnetz 1) kam es durch einen Bedienungsfehler zum fehlerhaften Öffnen des Generatorschalters des Dieselgenerators... (siehe Nr. 1 der Tabelle in 7.2) Ereignis wird dort in Kategorie B eingeteilt
2	KRB-II, 24.04.2016	<u>Detektion von Büroschadsoftware an mehreren Rechnern (INES 0)</u> Auf einem im KKW Gundremmingen verwendeten USB-Stick wurde eine Schadsoftware erkannt. Von diesem USB-Stick waren zuvor Daten für den Visualisierungsrechner der Brennelement-Lademaschine ausgelesen worden, so dass diese Schadsoftware daraufhin auch auf diesem Visualisierungsrechner vorgefunden wurde. Auf den daraufhin überprüften Rechnern in sicherheitstechnisch wichtigen Systemen wurde keine Schadsoftware gefunden. Weitere Schadsoftware wurde auf mehreren Wechseldatenträgern und PC-s ohne sicherheitstechnische Bedeutung vorgefunden. Ursache für die Übertragung der Schadsoftware ist eine nicht vollumfängliche Prüfung von verwendeten Wechseldatenträgern und mobilen PC-s auf Schadsoftware. Die Festplatte des Visualisierungsrechners der BE-Lademaschine wurde ausgetauscht. Die Infektion des Visualisierungsrechners erfolgte, weil der identifizierte USB-Stick, der eigentlich ausschließlich für den Datenaustausch zwischen den IT-Systemen der Brennelement-Lademaschine vorgesehen ist, fälschlicherweise mit einem anderen IT-System verbunden wurde. Quelle: Monatsbericht April 2016
3	KWG, 23.08.2016	<u>Abgleiten eines BE-Transportbehälters (INES 0)</u> Bei den vorbereitenden Tätigkeiten zum Einschleusen von zwei BE-Transportbehältern mit je zwei neuen BE in das Reaktorgebäude kam es während des Handhabungsvorgangs zum Abgleiten eines Behälters. Beim Lösen des Behälters von der Hebetraverse wurde der Behälter an einer Seite wenige Zentimeter angehoben und kippte daraufhin zur Seite. Die beschädigte Hebetraverse wurde für die weitere Verwendung gesperrt, alle weiteren Handhabungsschritte wurden mit einer Ersatztraverse vorgenommen. Zur Ursachenklärung wurde der Handhabungsvorgang vom Betreiber vertieft analysiert. Dabei wurde eine mangelhafte Abstimmung der Aufgaben innerhalb des an der Handhabung des Transportbehälters beteiligten den Personals festgestellt. Es wurden Personalschulungen durchgeführt und betriebliche Regelungen optimiert. Die beiden BE in dem betroffenen Behälter wurden vom BE-Hersteller untersucht. Quelle: Monatsbericht September 2016
4	KKE, 23.11.2016	<u>Verwechslung von Stopfbuchspackungsringen an Armaturen DN 10 und DN 15 (INES 0)</u> Nach Angaben des Betreibers wurden seit 2009 an 61 Armaturen in Kleinleitungen der Nennweiten DN10 und DN15 nicht spezifikationsgerechte Dichtungen

		(Packungsringe) eingebaut. Es wird davon ausgegangen, dass dies <u>auf eine Verwechslung bei der Einlagerung der Bestellung der betroffenen Ventilbauteile aus dem Jahr 2009 zurückzuführen</u> ist. Siehe Ereignis-Nr. 12, Tabelle in Kapitel 6.1
5	KBR, 21.03.2017	<u>Anstieg des Unterdruckes im Reaktorsicherheitsbehälter auf 80 mbar im Rahmen einer betrieblichen Schalthandlung (INES 0)</u> Die Anlage befand sich in Revision/BE-Wechsel. Zum Ereigniszeitpunkt befanden sich alle Brennelemente (BE) im BE-Lagerbecken. Bei der Inbetriebnahme von Arbeitsplatzabsaugungen in den Betriebs- und Arbeitsräumen kam es zum Abschalten der Spülluft für den Reaktorsicherheitsbehälter (RSB). Bei der nachfolgenden Wiederherstellung des Spülluftbetriebes kam es zu Armaturenehlstellungen in der nuklearen Lüftungsanlage und somit zu einer ca. 28-minütigen Überschreitung des maximal zulässigen Betriebs-unterdruckes von 30 mbar im RSB. <u>Durch die Fehlhandlung war die Fortluft Spülluft durchgeschaltet und die Zuluft Spülluft abgesperrt.</u> Lt. Monatsbericht Juni 2017 (Stand: 11.12.2017) ist die Ursachenanalyse noch nicht abgeschlossen. Quelle: Monatsbericht Juni 2017

6.7 Fazit

Der Umgang der Betreiber mit der Ursachenaufklärung der meldepflichtigen Ereignisse ist seit vielen Jahren unzureichend. Das wurde bereits mehrfach von Sachverständigen (z. B. der GRS oder der RSK) angemahnt. Die Situation ändert sich jedoch offenbar nicht. Aus wirtschaftlichen Gründen wird die tatsächliche Bedeutung eines Ereignisses in den Vordergrund gestellt, statt die potenzielle Bedeutung des Ereignisses zu berücksichtigen. Diese unangemessene Vorgehensweise kann dazu führen, dass während eines Störfalls vermeidbare Pannen auftreten. Im schlimmsten Fall kann so ein eigentlich beherrschbarer Störfall in einen Kernschmelzunfall münden.

Insgesamt wird es in Deutschland in den letzten Betriebsjahren trotz hoher Standards eine große Herausforderung sein, Schwächen zu erkennen bevor sie auftreten, betonte auch ein Vertreter der Betreiber.

Noch immer finden sich viele unerwartete Fehler – auch im Reaktorkern – durch Zufall, gezielte Untersuchungen bringen dann weitere Befunde zum Vorschein.

Aufgrund von Alterungseffekten bzw. -problemen ist der Austausch von ersetzbaren Komponenten notwendig. Der Austausch von Komponenten eröffnet 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 noch vollständig erfüllt sind. Sechs Ereignisse, die auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten und 13 Ereignisse, die auf eine fehlerhafte Montage oder einen Instandhaltungsmangel zurückzuführen sind, traten in den letzten beiden Jahren auf.

Bis auf ein Ereignis sind alle aufgelisteten Ereignisse als Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung eingestuft worden. Es kann aber nicht ausgeschlossen werden, dass bei den hier betrachteten Ereignissen 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 mit größerer Bedeutung für die Sicherheit eintreten können.

Als die größte Herausforderung wird die Erhaltung der kerntechnischen Kompetenz gesehen. Ein Indiz dafür sind meldepflichtige Ereignisse (z.B. Bedienungsfehler) in den letzten Jahren, die mit Kompetenzverlust in Verbindung stehen können. Die RSK erklärte 2016, dass den bereits 2012 artikulierten Befürchtungen zum Kompetenzverlust nicht mit wirkungsvollen Maßnahmen begegnet wurde. Insofern sieht die RSK den Know-how-Erhalt sowie den Erhalt der Mitarbeitermotivation als Elemente der Sicherheitskultur gefährdet.

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 Gefahr von Terroranschlägen auf Atomkraftwerke

Seit den Terrorattacken des 11. Septembers 2001 befassen sich die Regierungen, auch in Deutschland, mit dem Schutz der Atomkraftwerke vor potenziellen Terrorangriffen. Bei Planung und Bau neuer Atomkraftwerke ist ein entsprechender baulicher Schutz vorzusehen.

Dr. Stephan Lechner (Europäische Kommission) referierte auf der Jahrestagung Kerntechnik 2017 über Fortschritt, Herausforderungen und Rolle der Kernenergie in der EU. Er erklärte, zusätzlich zu den wirtschaftlichen Problemen der Kernenergie gibt es zwei weitere Probleme [LECHNER 2017]:

- der immer wichtigere Schutz vor Cyber-Angriffen und
- die Bedrohung durch Terrorangriffe.

Die zurzeit betriebenen Atomkraftwerke haben auslegungsbedingt einen gewissen Schutz vor möglichen Terrorangriffen z. B durch verhältnismäßige dicke Außenwände sowie durch diversitäre und redundante Sicherheitssysteme. Aber alle deutschen Atomkraftwerke wurde lange vor den Angriffen am 11.09.2001 gebaut und sind daher gegen derartige massive Angriffe nicht ausreichend geschützt.

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 mehr als 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 heutzutage auszuschließen ist.³¹

7.1 Bedrohung durch einen gezielten Flugzeugabsturz

Nach den Terroranschlägen am 11. September 2001 mit einem absichtlich herbeigeführten Angriff mit Passagierflugzeugen auf Gebäude wurden die möglichen Folgen eines absichtlich herbeigeführten Absturzes eines Verkehrsflugzeugs auf ein Atomkraftwerk diskutiert. Dieser kann erhebliche Auswirkungen für die Bevölkerung haben.

Bei der Auslegung der noch im Betrieb befindlichen Atomkraftwerke wurde der unfallbedingte Absturz eines Militärflugzeugs vom Typ „Phantom F4E“ unterstellt und entsprechende Schutzmaßnahmen durch bauliche Auslegung oder räumliche Trennung redundanter Einrichtungen getroffen.³²

In einer Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) aus 2002 wurden flugtechnische Parameter und Lastannahmen abgeleitet und generisch für alle deutschen Atomkraftwerke die Verwundbarkeit durch einen derartigen Anschlag bewertet. Die GRS-Studie zeigte, dass in Folge eines derartigen Absturzes die Gefahr eines Kernschmelzunfalls besteht. Laut der GRS-Studie führt ein großes Verkehrsflugzeug (Boeing 747 oder Airbus 340), welches mit einer Geschwindigkeit von 630 km/h auf das Reaktorgebäude prallt, zu einer großflächigen Zerstörung des Reaktorgebäudes von Gundremmingen B/C. Die GRS-Studie stellte auch fest, dass ein derartiger Absturz auf die Reaktorgebäude der anderen noch betriebenen AKWs diese nicht durchdringen kann. 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 einem Folgebrand, der nach einem Flugzeugabsturz recht wahr-

³¹ Anmerkung: Bei der Diskussion zu den Gefahren möglicher Terroranschläge sollen keine Hinweise gegeben werden, die Anleitungcharakter 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.

³² Die zugrunde gelegten Lastannahmen fanden Eingang in die RSK-Leitlinien von 1979.

scheinlich 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]

Inzwischen ist auch ein gezielter Absturz mit einem größeren Verkehrsflugzeug, als in der o.g. GRS-Studie unterstellt wurde, einem Airbus A 380, möglich. Der Airbus A380 besitzt ein deutlich höheres Gewicht und eine größere Menge an Treibstoff als der Airbus 340. Auch wenn die potenziellen Auswirkungen nicht direkt proportional zum Gewicht und zur Treibstoffmenge sind, sind stärkere Auswirkungen zu erwarten. Ob eine Studie zu den Auswirkungen eines gezielten Flugzeugabsturzes mit einem A380 auf die deutschen Atomkraftwerke erstellt wurde, ist nicht bekannt.

Aber statt dieses Bedrohungsszenario zu berücksichtigen, wurde sich darauf geeinigt, dass dieses nicht erforderlich ist: Der Länderausschuss für Atomkernenergie – Hauptausschuss – stellte 2016 fest: Da im Hinblick auf das Szenario ‚Terroristischer Flugzeugabsturz‘ im SEWD-Regelwerk keine spezifischen Festlegungen hinsichtlich des zu unterstellenden Flugzeugtyps getroffen wurden, obliegt es [...] den jeweils zuständigen Behörden, für Untersuchungen zur Identifizierung von Maßnahmen, die unter Berücksichtigung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit die Strahlenexposition im Ereignisfall minimieren bzw. begrenzen, den Untersuchungsrahmen festzulegen. In die Betrachtung einzu beziehen sind dabei zwar grundsätzlich alle regelmäßig für den Passagierverkehr eingesetzten Flugzeugtypen. Nach gegenwärtigem Kenntnisstand geht der Ausschuss allerdings davon aus, dass in Anlehnung an die Vorgehensweise der RSK der Airbus A340-600 in der Regel als exemplarischer Flugzeugtyp angesehen werden kann. [BMUB 2016a]

Sicherheitstechnisch ist dieses Vorgehen nicht gerechtfertigt. Auch laut aktueller Rechtsprechung des Bundesverwaltungsgerichts und des OVG Schleswig ist ein Schutz in Bezug auf den Absturz eines Flugzeugs vom Typ Airbus A380 zu gewährleisten.

7.1.1 Zweifelhafter Schutz vor Flugzeugabsturz

Vernebelungskonzept der Betreiber

Nach den Anschlägen auf das World Trade Center im September 2001 haben sich die Energieversorger in Deutschland gemeinsam mit den Behörden auf die Installation von Nebelanlagen verständigt. Für den Fall, dass es Terroristen gelingt, ein Flugzeug zu entführen und damit einen Angriff gegen ein Atomkraftwerk zu fliegen, soll eine Vernebelung des Atomkraftwerkes einen „erfolgreichen“ Treffer verhindern, so lautete das VGB-Konzept der AKW-Betreiber. Im Alarmfall, wenn ein Flugzeug seine Route verlässt und auf ein Atomkraftwerk zusteuert, würden die Nebelgranaten elektronisch gezündet. Das Reaktorgebäude wird dann in dichten Nebel eingehüllt. Damit soll dem Piloten der Treffer erschwert werden. Der Nebel hält zwar nur wenige Minuten, die Granaten können aber erneut gezündet werden.

Allerdings mindert der militärische Nebel, der für ganz andere Bedrohungsszenarien entwickelt wurde, die Trefferwahrscheinlichkeit eines Verkehrsflugzeuges nur unwesentlich. Verwendet werden soll ein für die militärische Anwendung entwickeltes Vernebelungssystem, das nach dem Prinzip Tarnen und Täuschen wirkt. Dieses ist vor allem für den Schutz von beweglichen Zielen (Schiffen) bestimmt und soll automatische Zielsysteme täuschen, d. h. auf ein Scheinziel umlenken. Währenddessen kann das Schiff abdrehen. Das Bedrohungsszenario ist bei einem Flugzeugangriff auf ein AKW jedoch völlig anders. Weder lässt sich der Terrorpilot durch Täuschkörper auf ein anderes Ziel umleiten noch kann das ortsfeste AKW im Schutz des Nebels abziehen.

Die Orientierung an markanten Gebäuden auf dem AKW-Gelände, wie Kühltürme und Abluftkamin, die unvernebelt bleiben, sind für einen Sichtanflug auf das relativ große Ziel ausreichend. Nach einem Training am Simulator kann das Reaktorgebäude zentral getroffen werden. Die Terrorpiloten vom

11.9.2001 trafen ihr Ziel in jedem Versuch. Insofern muss davon ausgegangen werden, dass die Terroristen trainieren, so dass ein zentraler Treffer trotz einer Vernebelung des Gebäudes möglich ist.

Aufgrund der Nähe der bundesdeutschen Atomkraftwerke zu Flugrouten ist ohnehin fraglich, ob der Nebel rechtzeitig ausgelöst werden kann. Ein Beleg dafür, dass die verantwortlichen Behörden die Vernebelung fragwürdig finden, ist, dass die Installation der Nebelwerfer bisher mehr als schleppend verlief oder gar nicht erfolgte. Bisher wurden nach dem Pilotprojekt in Grohnde, dort stehen seit Ende 2006 zwölf Nebelwerfer, nur in Philippsburg Nebelwerfer installiert.³³ Auf die Frage an die Bayerische Staatsregierung, ob die vor Jahren angekündigten Vernebelungsanlagen an den Atomkraftwerken Gundremmingen, Grafenrheinfeld und Isar mittlerweile installiert und einsatzfähig seien, erklärt diese 2013: Die Nebeltarnung ist im Gesamtkonzept vergleichsweise **unbedeutend und wurde von den Betreibern bisher nicht umgesetzt**. [LT BAYERN 2013]

Die aufgezeigten Unzulänglichkeiten des Vernebelungsschutzes wurden vom BMU nicht bestritten. Die Vernebelung wurde aber als Teil eines Konzepts gesehen, das neben der Störung des Sichtanflugs auch die Störung der GPS-Navigation³⁴ und den Abschuss der Maschine vorsah. Diese beiden Elemente erwiesen sich allerdings als nicht umsetzbar, das Vernebelungskonzept gilt daher als gescheitert.

Militärische Abfangjäger (Alarmrotten)

Ergänzt werden sollte das Vernebelungskonzept durch die Möglichkeit zum Abschuss eines gekaperten Flugzeugs durch militärische Abfangjäger. Parallel zur Diskussion um das Vernebelungskonzept hatte der Bundestag das Luftsicherheitsgesetz um eine Klausel ergänzt. Dieses Gesetz wurde am 18.06.2004 verabschiedet. Es erlaubte dem Verteidigungsminister den Abschuss eines entführten Flugzeugs zu befehlen, das als Waffe gegen Menschen eingesetzt werden soll. Das Bundesverfassungsgericht erklärte jedoch am 15.02.2006 das Gesetz als verfassungswidrig. Der Paragraf (§ 14, Absatz 3), der den Abschuss von entführten Flugzeugen als letztes Mittel gestatte, sei mit dem Grundgesetz unvereinbar [HELLER 2006].

Damit bleibt auf militärischer Abwehrebene nur noch die theoretische Möglichkeit ein entführtes Flugzeug mit Abfangjägern abzurängen. Die Luftwaffe stellt permanent zwei Alarmrotten (militärische Abfangjäger) zur Sicherstellung der Aufgabe der „Sicherheit im Luftraum“ bereit, die der NATO unterstellt sind, aber auch für nationale Aufgaben, Renegade, eingesetzt werden können. Dazu stehen am Flugplatz Neuburg an der Donau zwei Eurofighter und am Flugplatz Wittmund zwei F-4F Phantom in ständiger Alarmbereitschaft. Die auf den beiden Flugplätzen stationierten Alarmrotten sollen im Alarmfall spätestens nach 15 Minuten in der Luft sein.

Eine Passagiermaschine legt bei einer Reisegeschwindigkeit von 700 bis 750 km/h rund zwölf Kilometer pro Minute zurück. Die Distanz zwischen Flughäfen bzw. Flugrouten und Atomkraftwerken ist also in wenigen Minuten zurückzulegen. Wenn ein Flugzeug Kurs auf ein AKW nimmt, beträgt die Vorwarnzeit daher unter Umständen nur wenige Minuten. Bis ein Flugzeug als verdächtig eingestuft wäre und Militärmaschinen von einem Luftwaffenstützpunkt zum AKW-Standort gelangt wären, vergehen weit mehr als 15 Minuten. In dieser Zeit überwindet ein Verkehrsflugzeug Distanzen von über 200 km.

Falls ein gekapertes Flugzeug auf ein AKW zusteure, kämen Abfangjäger vermutlich zu spät. Aber vor allem ist ein Abdrängen eines Verkehrsflugzeugs durch militärische Abfangjäger, ohne gleichzeitig den Abschuss anzudrohen, unmöglich. Die Einrichtung der Alarmrotten trägt also nicht

³³ Das Genehmigungsverfahren für die Errichtung und den Betrieb eines Tarnschutzsystems für das AKW Emsland ruht seit vielen Jahren.

³⁴ Die Satellitensignale für Navigationsgeräte sollten im Alarmfall weiträumig gestört werden. Da davon auch alle anderen Flugzeuge in dem Gebiet betroffen wären, legte das Bundesverkehrsministerium sein Veto ein.

zur Verhinderung eines absichtlich herbeigeführten Flugzeugabsturzes durch eine entschlossene Terrorgruppe bei.

Technische und administrative Maßnahmen

Die Entführung eines Verkehrsflugzeugs wird erschwert durch technische und administrative Maßnahmen zur Abwehr des Zutritts von Terroristen in das Flugzeug und insbesondere in das Cockpit. Die internationalen und nationalen Anforderungen hierfür wurden seit 2001 mehrfach fortgeschrieben und die Sicherheitsmaßnahmen weltweit weiter verstärkt.

Es existiert jedoch kein vollständig wirksamer Schutz vor der Entführung eines Verkehrsflugzeugs. 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 2001 – eine Überwindung der Maßnahmen möglich ist. [BECKER 2010]

7.1.2. RSK-Stellungnahme zum Schutz gegen Flugzeugabsturz

Die RSK verabschiedete am 06.12.2017 eine „Zusammenfassende Stellungnahme der RSK zu zivilisatorisch bedingten Einwirkungen, Flugzeugabsturz, Teilbericht: Festlegung der Lastannahmen und Bewertung der Konvoi-Anlagen“. [RSK 2017b]

Die RSK definierten in ihrer Stellungnahme zur Bewertung der Robustheit drei Schutzgrade³⁵:

- **Schutzgrad 1:** Lasten beim Absturz eines Militärflugzeugs des Typen Starfighter
- **Schutzgrad 2:** Lasten beim Absturz eines schwereren Militärflugzeugs vom Typ Phantom sowie eines mittelgroßen Verkehrsflugzeugs repräsentiert durch den Airbus A320.
- **Schutzgrad 3:** Lasten beim Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs repräsentiert durch den Airbus A340-600.

Die Untersuchungen der RSK beschränken sich auf die repräsentativen Verkehrsflugzeugtypen A320 und A340. Andere Flugzeuge, wie z. B. der A 380, genauso wie militärische oder zivile Spezialflugzeuge (z. B. Anto-now An-225) wurden nicht untersucht, da die Anzahl der damit verbundenen Flugbewegungen deutlich geringer (kleiner als 0,5 %) ist als die Zahl der Flugbewegungen, die durch die Referenzflugzeuge abgedeckt sind. Laut RSK liefern die verwendeten Referenzflugzeuge eine gute Grundlage für eine Beurteilung der Robustheit der AKWs.

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) wurde vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) beauftragt, Untersuchungen durchzuführen, ob unter Berücksichtigung der zu erwartenden Ausfälle und Beeinträchtigungen infolge der mechanischen Einwirkungen und der Kerosinbrände für repräsentative Referenzanlagen der Schutzgrad 2 bzw. der Schutzgrad 3 gemäß RSK-Sicherheitsüberprüfung erreicht wird. Diese Untersuchungen sollen die Abtragbarkeit der thermischen und mechanischen Einwirkungen so weit möglich mit best-estimate-Berechnungen ermitteln.

Für die Untersuchungen wurde jeweils eine Referenzanlage der folgenden Typen ausgewählt:

³⁵ Die Auswertung von Flugbewegungen im europäischen Luftraum wurde von der GRS für einen Zeitraum von 12 Monaten auf Basis von Daten aus einer Veröffentlichung von EUROCONTROL EXPERIMENTAL CENTER vorgenommen.

- Konvoi-Anlagen (Emsland, Isar 2 und Neckarwestheim 2)
- Vorkonvoi-Anlagen (Grohnde, Brokdorf und Philippsburg 2)
- Siedewasserreaktor Baulinie 72 (Gundremmingen C)

Bisher wurde von der RSK nur die Berechnung der GRS für die Konvoi-Anlagen bewertet. Hinsichtlich des vorhandenen Risikos ist es nicht nachvollziehbar, warum die RSK mit der Bewertung der bestgeschützten Anlagen angefangen hat.

Der Absturz eines Verkehrsflugzeuges ist weder Bestandteil der Auslegungsanforderungen noch in den Lastannahmen zum Schutz gegen Einwirkungen Dritter (SEWD-Lastannahmen) enthalten. Die RSK erklärt bezüglich der verwendeten Randbedingungen: Die Gesamtheit der verwendeten Randbedingungen stellt eine Festlegung dar, die eine daraus resultierende Belastung im oberen Bereich der Belastungen aus den möglichen Kombinationen von Parameterwerten definiert, aber nicht jedem Parameter den jeweils ungünstigsten möglichen Einzelwert zuweist.

Die potenziellen Auswirkungen beschreibt die RSK wie folgt:

- **Verhalten der äußeren Reaktorgebäudewand im Bereich der Auftreffstelle:** Es kommt zu keiner Wanddurchdringung des Reaktorgebäudes (äußere Gebäudehülle) durch Flugzeugstrukturen. Das Eindringen von Kerosin in das Reaktorgebäude kann daher ausgeschlossen werden.
- **Globale Standsicherheit des Gebäudes:** Die globale Standsicherheit des Gebäudes ist nicht infrage gestellt.
- **Induzierte Erschütterungen, Auswirkungen:** Bei den induzierten Erschütterungen werden im unteren Frequenzbereich (vergleichbar mit den beim Erdbeben angeregten Frequenzen) die Auslegungswerte für die Beschleunigung von Komponenten durchgehend unterschritten, im oberen Frequenzbereich gibt es einzelne geringe Überschreitungen der der Auslegung gegen Flugzeugabsturz zu Grunde liegenden Beschleunigungen, die aber bei mittleren Verkehrsflugzeugen (Schutzgrad 2) keine Gefährdung von Komponenten hervorrufen können. Bei großen Verkehrsflugzeugen (Schutzgrad 3) kommt es ggf. an der Auftreffstelle zu Schäden an Komponenten. Es konnte aber laut RSK hinsichtlich der vitalen Funktionen nachgewiesen werden, dass die erforderliche Anzahl der benötigten Komponenten an den von der Auftreffstelle entfernten Stellen funktionsfähig erhalten bleibt.
- **Brandeinwirkungen:** Die Auswirkungen eines äußeren Brandes gefährden weder Gebäudestrukturen, noch die zur Beherrschung des Ereignisses notwendigen Systeme und elektrischen Einrichtungen.

Die RSK stellt abschließend fest: Die Erfüllung der Anforderungen aus den Schutzgraden 2 und 3 (Robust gegen Absturz eines Airbus A320 oder A340) konnte gezeigt werden. Es wurden bei allen betrachteten Einwirkungen keine Hinweise auf cliff-edge-Effekte gefunden. Die vitalen Funktionen zur Beherrschung der Ereignisse bleiben im erforderlichen Umfang erhalten. Damit ist gezeigt, dass selbst bei einem gezielten Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs auf eine der noch in Betrieb befindlichen Konvoi-Anlagen die Kühlung der Brennelemente im Reaktor und BE-Lagerbecken erhalten bleibt, so dass Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus BE-Schäden nicht zu erwarten sind.³⁶

7.1.3 „Renegade“-Voralarm

Seit dem Jahr 2007 gilt für Atomkraftwerke in Deutschland der gemeinsame Rahmenplan „Kommunikationsabläufe zwischen dem Nationalen Lage- und Führungszentrum „Sicherheit im

³⁶ Zudem wurde gezeigt, dass ein Szenario Flugzeugabsturz mit der Last-Zeit-Funktion gemäß RSK-Leitlinie mit einem zusätzlich unterstellten kleinen Leck durch Abriss einer Anschlussleitung am Primärkreis keine cliff-edge-Effekte zur Folge hat und beherrscht wird.

raum' (NLFZ) und den Kernkraftwerken im Falle einer drohenden Gefahr durch RENEGADE-Luftfahrzeuge (RENEGADE-Rahmenplan KKW)³⁷. Er regelt die genauen Abläufe der direkten Warnung und Alarmierung der Atomkraftwerke. Danach werden die Atomkraftwerke unverzüglich über einen aktuellen RENEGADE-Vorfall informiert. [DBT 2017]

Mit der verbindlichen Umsetzung dieses Konzeptes in den BHB/NHB (Betriebshandbuch/Notfallhandbuch) aller deutschen Atomkraftwerke bestehen Regelungen, die bei einem Voralarm die notwendigen internen Alarmierungen (z. B. Werkfeuerwehr und Bereitschaften), die Besetzung der Notsteuerstelle sowie die Räumung von Anlagenbereichen und bei einem Hauptalarm ergänzend die Reaktorschnellabschaltung gewährleisten sollen.

Die Maßnahmen in einem Atomkraftwerk nach Eingang eines RENEGADE-Voralarms werden in eigener Verantwortung auf der Basis der jeweiligen Betriebsvorschriften der Anlage und lageangepasst unter Berücksichtigung der Randbedingungen vor Ort getroffen. Zu den Maßnahmen gehört auch ein sogenannter Räumungsalarm. Beim Räumungsalarm verbleibt das für den Anlagenbetrieb und die Anlagensicherung erforderliche Personal in der Anlage.

Eine RENEGADE-Lage im engeren Sinne liegt dann vor, wenn der Verdacht besteht, dass ein ziviles Luftfahrzeug aus terroristischen oder anderen Motiven als Waffe verwendet und zum gezielten Absturz gebracht werden soll (RENEGADE-Luftfahrzeug). Die Einstufung als RENEGADE-Lage für die Atomkraftwerke erfolgt im NFLZ.

Am 10. März 2017 kam es zu einem RENEGADE Voralarm und somit zum Räumungsalarm. Ein Verkehrsflugzeug war vor Einflug in den deutschen Luftraum insgesamt 60 Minuten ohne Funkkontakt zur jeweiligen Flugsicherung. Daher wurde das Flugzeug durch den NATO Duty Controller (Diensthabender Offizier) zum SUSPECTED RENEGADE erklärt.

Das Flugzeug kam aus Ahmedabad/Indien mit Reiseziel London-Heathrow. Es handelte sich um eine Boeing 787-800, die von Slowenien über Tschechien in den deutschen Luftraum eingeflogen ist. Im Rahmen des Vorfalls wurde die Alarmrotte des taktischen Luftwaffengeschwaders 74 vom Flugplatz Neuburg an der Donau mit zwei Luftfahrzeugen vom Typ EUROFIGHTER, die sich bereits auf einem geplanten Übungsschutzflug befanden, eingesetzt. Die Dauer dieser Maßnahme betrug 58 Minuten. Der Funkkontakt zu dem Luftfahrzeug war bereits bei Einflug in den deutschen Luftraum wiederhergestellt. Als Grund für den Funkverlust wurde eine falsche Frequenzeinwahl gemeldet.

Die Besatzungen der Eurofighter hätten für den Fall, dass sie einen terroristischen Grund für den fehlenden Funkkontakt festgestellt hätten, keine wirklichen Handlungsmöglichkeiten. (siehe Kapitel 7.1.1)

Laut Angaben des Bundesministeriums des Innern wurde seit dem Jahr 2010 in insgesamt sechs Fällen der RENEGADE-Voralarm für die Atomkraftwerke ausgelöst. [DBT 2017]

Im 19. Februar 2018 wurde erneut RENEGADE Voralarm in den bundesdeutschen Atomkraftwerken ausgelöst. [FOCUS 2018]

7.1.4 Klagen gegen Atomkraftwerke

Zwei Anwohner klagen zurzeit mit Unterstützung von Greenpeace beim Oberverwaltungsgericht (OVG) Schleswig-Holstein auf Widerruf der Betriebsgenehmigung für das Atomkraftwerk Brokdorf, 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. Diese Entscheidung wird angefochten. [TAZ 2015]

³⁷ Der RENEGADE-Rahmenplan KKW ist als Verschlussache eingestuft.

Mit Schreiben vom 24.03.2015 wurde auch für das AKW Grohnde ein Antrag auf Widerruf der Betriebsgenehmigung bzw. ein Hilfsantrag auf Erlass einer nachträglichen Auflage zur Betriebsgenehmigung gestellt. Diese Anträge wurden mit Bescheid vom 08.10.2015 abgelehnt [NMU 2017]. Am 16.10.2015 wurde Klage vor dem Obergericht (OVG) Lüneburg eingereicht. Eine ausführliche Klagebegründung wird im August 2016 eingereicht. Im Mai 2017 legt das NMU eine Klageerwiderung vor. [NMU 2017a]

Die Bewertung der RSK zu den möglichen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf eine Vorkonvoi-Anlage (Grohnde, Philippsburg-2 und Brokdorf³⁸) ist noch nicht abgeschlossen (siehe Kapitel 7.1.2). Aufgrund der Unterschiede in der Auslegung, dem Material und den jeweils gültigen Anforderungen sind umfangreichere Schäden durch einen Aufprall eines Flugzeugs für das AKW Grohnde zu erwarten als für die Konvoi-Anlagen (Emsland, Neckarwestheim-2 und Isar-2) ermittelt wurden. Es kann zum jetzigen Zeitpunkt anhand der vorhandenen Untersuchungen nicht ausgeschlossen werden, dass beim Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs auf das AKW Grohnde ein Kernschmelzunfall mit erheblichen radioaktiven Freisetzungen resultiert.

Dennoch lehnte das NMU den Antrag auf Widerruf der Betriebsgenehmigung ab. Insgesamt zeigt sich an den Äußerungen des NMU im Rahmen der Klageerwiderung, dass die Aufsichtsbehörde die möglichen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf das AKW Grohnde weder mit ausreichendem Sicherheitstechnischen Fachwissen noch mit ausreichendem Risikobewusstsein bewertet hat.

Die Annahme, ein direkter Anflug wird vom NLFZ erkannt, ist eine nicht belegte Behauptung, da die Flugstraßen in unmittelbarer Nähe am AKW Grohnde vorbeiführen. Die Aussage, die Anlage sei bei der realen Gefahr eines terroristischen Flugzeugabsturzes abgeschaltet, ist fachlich ebenso ungerechtfertigt.

Laut NMU kann bei Vorliegen konkreter Erkenntnisse bei den Sicherheitsbehörden zur Planung eines terroristischen Anschlags mittels eines Verkehrsflugzeugs die Anlage vorsorglich in einen sicheren Zustand überführt werden. Diese Aussage suggeriert, dass ein Atomkraftwerk durch ein vorzeitiges Abschalten in jedem Fall in einen sicheren Zustand überführt werden könne. Aufgrund der Nachzerfallsleistung muss der Kernbrennstoff im Reaktorkern und im Lagerbecken aber weiterhin gekühlt werden, um einen schweren Unfall zu verhindern. Zudem kann nicht davon ausgegangen werden, dass den Sicherheitsbehörden ein geplanter Anschlag vorher bekannt ist. Das vorbeugende Abschalten eines Atomkraftwerks im Bedrohungsfall kann die Zeitspanne verlängern, die nach einem Angriff für Gegenmaßnahmen zur Verfügung steht. Die thermische Leistung der Brennelemente (Zerfallswärme) nimmt jedoch im abgeschalteten Reaktor relativ langsam ab. Um einen nennenswerten Sicherheitsgewinn zu erzielen und ausreichend Interventionszeiten zur Verfügung zu haben, müsste ein AKW Wochen vor einem Angriff abgeschaltet werden. Für den Fall, dass der Reaktordruckbehälter und/oder der Kühlkreislauf beschädigt sind/ist und es zu einem Kühlmittelverlust kommt, kann ein vorbeugendes Abschalten in keinem Fall einen Kernschmelzunfall verhindern. [BECKER 2017]

Auch gegen den Betrieb des Atomkraftwerks Gundremmingen wird geklagt: Zwei Personen, die in der Nähe des AKW Gundremmingen wohnen, haben im Dezember 2017 gemeinsam mit Anwälten der Umweltorganisation Greenpeace Klage vor dem Münchner Verwaltungsgericht gegen den Freistaat Bayern eingereicht. Damit soll die Betriebsgenehmigung für das Atomkraftwerk Gundremmingen widerrufen werden. [HZ 2017]

7.2 Drohnen als Hilfsmittel für Terrorangriffe

Im Herbst 2014 sind an verschiedenen Tagen insgesamt rund 31 Drohnenüberflüge über 19 französischen Atomanlagen registriert worden. Bisher ist noch unklar, wer die Drohnen gesteuert hat. Die

³⁸ sowie den Siedewasserreaktor Gundremmingen C

Umweltorganisation Greenpeace hat am 26. November 2014 eine Kurzexpertise veröffentlicht, in der mögliche Anschlagsszenarien auf Atomkraftwerke mit 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 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 (z. B. mit einem Hubschrauber) 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 Atomkraftwerken oder anderen kerntechnischen Anlagen wurden in Deutschland bisher nicht beobachtet. Die zuständigen Behörden prüften 2014 die Notwendigkeit, Drohnen in die Lastannahmen für die Sicherung von Atomkraftwerken und anderen einschlägigen kerntechnischen Anlagen einzubeziehen. Die drei in der von Greenpeace beauftragten Kurzexpertise betrachteten Szenarien aber ohne den Aspekt der Drohnenunterstützung seien bereits in der Vergangenheit bei der Erstellung der Lastannahmen für die Sicherung kerntechnischer Anlagen und Einrichtungen berücksichtigt wurden, zuletzt bei deren Überarbeitung im Jahr 2012. [DBT 2014]

7.3 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: vor einigen Jahren wurden auf einem Gebäude des AKW Brokdorf Gitter installiert, deren Bedeutung aus Geheimhaltungsgründen nicht offiziell genannt wird. Spekulationen zufolge sollen diese gegen die unrechtmäßige Landung eines Hubschraubers schützen. [BUND 2016]

7.4 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.

7.5 Bedrohung durch Innentäter

Die Durchführung oder Unterstützung eines Terroranschlags durch 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. Die Zuverlässigkeitsprüfungen erschweren das Einschleusen von Innentätern in Atomkraftwerke, sie verhindern es aber nicht vollständig. Ein letztes Jahr bekannt gewordener Vorfall mit manipulierten Zuverlässigkeitsüberprüfungen von Mitarbeitern belegt vorhandene Schwachstellen. In der Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen (JEN) sind manipulierte Quermeldungen³⁹ entdeckt worden. 21 Personen hatten ohne rechtmäßige Sicherheitsüberprüfung Zutritt zu sicherheitsrelevanten Bereichen in Nuklearanlagen erhalten. [BW UM 2017]

Zu bedenken ist, dass während der Revisionszeiten ca. 1000 Personen von den verschiedensten Firmen im AKW tätig sind.

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 zudem durch Unachtsamkeit, Schlamperei oder allgemein durch eine schlechte Sicherheitskultur (siehe Kapitel 6.5) 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.

Denkbar wäre, dass mehrere Drohnen den Sprengstoff „anliefern“. Die erforderliche Menge kann mit einigen Drohnen problemlos angeliefert werden, da sowohl ihre Nutzlast ausreichend ist als auch offenbar das ungestörte Überfliegen von Atomanlagen möglich ist.

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 einschmuggeln 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). Ob an allen Atomkraftwerks-Standorten bisher eine vollständige Umsetzung dieser Maßnahmen erfolgte, ist nicht bekannt.

Die US-amerikanische **Nuclear Threat Initiative** (NTI) bewertete im sogenannten Nuclear Security Index 2016 zum ersten Mal die Maßnahmen, die unterschiedliche Länder zum Schutz vor Terrorangriffen und Sabotage in ihren kerntechnischen Anlagen ergriffen haben. Dabei werden nicht die konkreten Maßnahmen einzelnen Anlagen bewertet, sondern die Maßnahmen der Regierung und die gesetzlichen Anforderungen. Deutschland erhielt nur 5 von 9 möglichen Punkten hinsichtlich des Schutzes vor Sabotage/Terrorangriffen durch Insider. Defizite wurde vor allem bei der Personalüberprüfung bzw. der Häufigkeit der Personalüberprüfungen sowie in der Betriebsüberwachung gesehen. [NTI 2016]

³⁹ Mit sogenannten „Quermeldungen“ übermitteln Betreiber die Ergebnisse bereits amtlich durchgeführter Zuverlässigkeitsüberprüfungen bundesweit an andere Betreiber, woraufhin diese Personen dann auch in anderen Anlagen tätig werden können.

7.6 Bedrohung durch Cyber-Angriffe

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]

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. [BAYLON 2015]

Auch hinsichtlich möglicher Cyber-Angriffe zeigen sich laut o.g. Bewertung der **Nuclear Threat Initiative** in Deutschland Mängel, so fehlt eine Bewertung des Schutzes vor Cyberangriffen. [NTI 2016]

Die gleichzeitige Betrachtung von Cyber- und nuklearer Sicherheit führt zu fundamental neuen Anforderungen. Cybersicherheit ist relevant für die Leittechnik, elektrische Systeme und Gebäudetechnologie, bzw. für alle Systeme, die automatische Funktionen oder digitale Geräte umfassen. [WAEDT 2014]

In Deutschland ist Ende 2013 eine Richtlinie für Cybersicherheit in Kraft getreten, die sogenannte SEWD Richtlinie IT. Diese legt Anforderungen an IT-Systeme in Atomkraftwerken fest und macht Vorgaben zur Organisation, zu den Prozessen und deren Integration in das Sicherheitsmanagementsystem der Anlagen. 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.

7.7 Fazit

Nach den Terroranschlägen vom 11. September 2001 wurden die möglichen Folgen eines absichtlich herbeigeführten Absturzes eines Verkehrsflugzeugs auf ein Atomkraftwerk diskutiert. Seit einer Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) aus 2002 ist bekannt, dass in Folge eines derartigen Absturzes auf ein deutsches Atomkraftwerk die Gefahr eines Kernschmelzunfalls besteht. Dieser kann erhebliche radiologische Auswirkungen für die Bevölkerung haben.

Inzwischen ist auch ein gezielter Absturz mit einem größeren Verkehrsflugzeug, als in der o.g. GRS-Studie unterstellt wurde, einem Airbus A 380, möglich. Auch wenn die potenziellen Auswirkungen nicht direkt proportional zum Gewicht und zur Treibstoffmenge sind, sind stärkere Auswirkungen zu erwarten. **Statt dieses Bedrohungsszenario zu berücksichtigen, haben sich die Behörden darauf geeinigt, dass dieses nicht erforderlich ist.** Sicherheitstechnisch ist dieses Vorgehen nicht gerechtfertigt. Auch laut aktueller Rechtsprechung ist ein Schutz in Bezug auf den Absturz eines Flugzeugs vom Typ Airbus A380 zu gewährleisten.

Weder die staatlichen noch die betreiberseitigen Schutzmaßnahmen sind ausreichend, um einen Flugzeugsabsturz auf Atomkraftwerke zu verhindern. Schutzbauwerke wurden bisher nicht errichtet. Stattdessen sollte eine Vernebelung des Reaktorgebäudes Schutz vor Angriffen aus der Luft gewährleisten. Allerdings mindert der militärische Nebel die Trefferwahrscheinlichkeit nur unwesentlich, daher wurde dieser nur an zwei Standorten installiert. Falls ein gekapertes Flugzeug auf ein AKW zusteuere, kämen militärische Abfangjäger vermutlich zu spät. Zudem ist ein Abdrängen eines Verkehrsflugzeugs durch militärische Abfangjäger unmöglich.

Wie real die Bedrohung durch Flugzeuge von den Behörden eingeschätzt wird, verdeutlicht der seit dem Jahr 2007 für Atomkraftwerke in Deutschland geltende Rahmenplan zu Kommunikationsabläufen zwischen dem Nationalen Lage- und Führungszentrum ‚Sicherheit im Luftraum‘ (NLFZ) und den AKWs im Falle einer drohenden Gefahr durch RENEGADE-Luftfahrzeuge. Seit dem Jahr 2010 wurde

insgesamt in sieben Fällen der RENEGADE-Voralarm für die Atomkraftwerke ausgelöst, zuletzt am 19. Februar 2018. Alle für den Betrieb und die Sicherung nicht erforderlichen Personen müssen in diesem Fall das AKW-Gelände räumen.

Bisher wurden aber nur Untersuchungen zu den potenziellen Auswirkungen eines Absturzes eines großen Verkehrsflugzeugs auf die neuesten deutschen Atomkraftwerke (Konvoi-Anlagen) in einer RSK-Stellungnahme erneut bewertet. Hinsichtlich des vorhandenen Risikos ist es nicht nachvollziehbar, warum die RSK mit der Bewertung der bestgeschützten Anlagen begonnen hat. Die Untersuchungen der Vorkonvoi-Anlagen (Grohnde, Philippsburg-2 und Brokdorf) und dem Siedewasserreaktor Gundremmingen C sind noch nicht abgeschlossen bzw. noch nicht von der RSK bewertet. Insofern kann nicht ausgeschlossen werden, dass beim Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs ein Kernschmelzunfall mit erheblichen radiologischen Folgen möglich ist.

Ein als potenziell möglich zu erachtender Terrorangriff kann erhebliche Auswirkungen auf die Bevölkerung haben. Neben dem Absturz eines Verkehrsflugzeugs sind auch andere Szenarien mit gravierenden Auswirkungen möglich. Die US-amerikanische **Nuclear Threat Initiative** (NTI) attestierte Deutschland Defizite im Schutz vor möglichen Cyber-Angriffen und vor allem beim Schutz vor Sabotage oder Terrorangriffen durch Insider.

8 Risiko eines schweren Unfalls

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

8.1 Unfallhäufigkeiten aus PSA

Die Unfallhäufigkeiten bzw. -wahrscheinlichkeiten werden in probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) ermittelt. Zentrale Elemente einer PSA sind Ereignisablaufanalysen. Dazu werden für alle betrachteten Ereignisse, die einen Unfall auslösen könnten, 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 könnten.

Die errechnete Häufigkeit (Erwartungswert) für Neckerwestheim-2 von sehr hohen und frühen Freisetzungen während eines Kernschmelzunfalls ist sehr niedrig und liegt bei 2×10^{-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 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, unerwartete 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-Referenz-Leveln niedergeschrieben wurden. Da nur noch für zwei der in Betrieb befindlichen Atomkraftwerke (Brokdorf und Gundremmingen C) probabilistische Sicherheitsanalysen im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung durchzuführen waren, ist die geplante und erforderliche Überarbeitung nicht mehr beabsichtigt. Eine Überarbeitung und Aktualisierung des Methoden- und Datenbandes des Leitfadens PSA sollte 2016 verabschiedet werden. Es waren Ergänzungsdokumente zu den nach Stand von Wissenschaft und Technik umfassender zu berücksichtigenden Themenbereichen „PSA der Stufe 2“, „PSA für den Nichtleistungsbetrieb“, „Berücksichtigung des Human Factor in der PSA“ und „PSA für EVA“ geplant. [BMU 2013a]

8.2 Statistische Wahrscheinlichkeit eines Unfalls

Die Wissenschaftler Wheatley, Sornette (ETH Zürich, Schweiz) und Sovacool (Universität Aarhus, Dänemark) hatten die Wahrscheinlichkeit für weitere Unfälle zu berechnen. Sie definierten einen Un-

fall 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 die Frage stellen, ob es sich lohnt, das Risiko des Betriebs von Atomkraftwerken einzugehen, schlussfolgerten die Wissenschaftler. [MIT 2015]

8.3 Fazit

Ein schwerer Unfall mit massiven radioaktiven Freisetzungen ist in jedem deutschen Atomkraftwerk möglich. Dies wird von niemandem 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 ist der zu erwartende Schaden für die Bevölkerung und somit auch das Risiko eines Atomunfalls besonders hoch. Das gilt insbesondere, da bisher keine entsprechende Katastrophenschutzplanung vorhanden ist.

9 Fehlender Katastrophenschutz

Das Gebiet, aus welchem in Japan nach dem Unfall in Fukushima Personen evakuiert werden mussten, war erheblich größer, als es die Planung in Deutschland 2011 vorsah. 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.

9.1 Neue Planungsgebiete für den Fall eines schweren Unfalls

Die Strahlenschutzkommission (SSK) veröffentlichte im Februar 2014 eine Empfehlung für geänderte Planungsgebiete, die als Grundlage für die erforderliche Überarbeitung der Rahmenempfehlung dienen soll. [SSK 2014]

Für die anlagenexterne Notfallplanung⁴⁰ umfasst Katastrophenschutz und Strahlenschutzvorsorge. Der Katastrophenschutz dient der unmittelbaren Gefahrenabwehr.⁴¹ Der Katastrophenschutz ist nach Artikel 70 des Grundgesetzes Aufgabe der Länder. Mit den „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ soll erreicht werden, dass im Bundesgebiet nach gleichen Grundsätzen verfahren wird. Die „Rahmenempfehlungen“ bilden die Grundlage für die Planung des Katastrophenschutzes in der Umgebung der Anlage. Sie legen u. a. Planungsgebiete, Maßnahmen und weitere Vorkehrungen der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie erforderliche Unterlagen fest. [BMUB 2016]

Die folgenden neuen Planungsgebiete sollen nun Grundlage für die Katastrophenschutzplanung sein [SSK 2015]:

- Innerhalb der **Zentralzone**, deren Radius von 2 km auf 5 km vergrößert wurde, sind insbesondere die Maßnahmen „Aufenthalt in Gebäuden“, Verteilung und „Einnahme von Iodtabletten“ sowie „Evakuierung“ vorzuplanen. In der Zentralzone sind alle Maßnahmen unabhängig von der Ausbreitungsrichtung radioaktiver Stoffe so vorzubereiten, dass sie möglichst vor dem Beginn einer unfallbedingten Freisetzung durchgeführt werden können. Eine Evakuierung der gesamten Bevölkerung und die Verteilung der Iodtabletten sollen daher innerhalb von etwa 6 Stunden nach Alarmierung abgeschlossen sein.
- Innerhalb der **Mittelzone**, deren Radius von 10 km auf 20 km erweitert wurde, sind die gleichen Maßnahmen wie in der Zentralzone vorzuplanen, wobei diese in Abhängigkeit von der prognostizierten bzw. der festgestellten Ausbreitungsrichtung radioaktiver Stoffe durchgeführt werden, sofern ausreichende Informationen zur Beurteilung der radiologischen Lage vorliegen. Die Evakuierung ist dabei so zu planen, dass sie innerhalb von 24 Stunden abgeschlossen werden kann. Iodtabletten sollen innerhalb von 12 Stunden verteilt werden.
- Der Radius der **Außenzone** wurde von 25 km auf 100 km vergrößert. Neben Messprogrammen zur Ermittlung der radiologischen Lage, um die Notwendigkeit von weiteren Maßnahmen festzustellen, sind die Maßnahmen „Aufenthalt in Gebäuden“, die Verteilung von Iodtabletten und die Warnung der Bevölkerung vor dem Verzehr frisch geernteter Lebensmittel vorzubereiten.
- Außerdem ist die Versorgung von Kindern und Jugendlichen unter 18 Jahren sowie Schwangeren für das **gesamte Bundesgebiet** mit Iodtabletten vorzubereiten.

⁴⁰ Die Notfallvorsorge umfasst die anlageninterne und anlagenexterne Planung und Vorsorge für Notfälle. Die anlageninterne Notfallplanung ist Aufgabe des Genehmigungsinhabers einer Kernanlage.

⁴¹ Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge dienen dazu, die Strahlenexposition der Bevölkerung auch in Gebieten, in denen Katastrophenschutzmaßnahmen nicht gerechtfertigt sind, zu reduzieren. Der hierzu vorbereitete „Maßnahmenkatalog“ behandelt u. a. Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge in Form von Verhaltensempfehlungen für die Bevölkerung und eine große Zahl von Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich zur Vermeidung oder Verringerung der Kontamination landwirtschaftlicher Produkte sowie der landwirtschaftlich genutzten Flächen.

Die Umstellung auf die vergrößerten Planungsgebiete wird momentan von den Ländern vollzogen und ist noch nicht abgeschlossen.

9.2 Festlegung der Planungsgebiete

Die Risikostudien und Unfallanalysen für deutsche Atomkraftwerke behandeln zwar auch schwere Unfälle, wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit wurden ihre Folgen allerdings bisher nicht als Grundlage für die Katastrophenschutzplanung herangezogen.⁴² [SSK 2014]

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

Als Referenzunfall wird ein Kernschmelzunfall bei einem unbedeckten Dampferzeuger-Heizrohrleck verwendet, der in der PSA-Studie der Stufe 2 für Neckarwestheim 2 (GKN II) von der GRS ermittelt wurde.⁴³ Dabei würden rund 10 % des Kerninventars von Cäsium 137 und Jod-131 freigesetzt.

Anzumerken ist, dass für den Fall eines Terroranschlags (z.B. gezielter Flugzeugabsturz) Freisetzungen von mindestens 50% des Jods und Cäsiums als möglich angesehen werden müssen.

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.⁴⁴ Für die Rechnungen wurden drei repräsentative AKW-Standorte ausgewählt. Diese 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 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.

Für die Bestimmung der Entfernung, bis in die eine Maßnahme geplant werden soll, wird die kumulative Häufigkeit verwendet.⁴⁵ Die SSK legt das 80. Perzentil für die kumulative Häufigkeit für die maximale Entfernung einer bestimmten Maßnahme fest. Das bedeutet, dass für 20% der betrachteten Wettersituationen die jeweiligen Strahlendosen in der festgelegten Entfernung überschritten werden. 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% und nicht wie üblich 95% der Fälle.

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,

⁴² Die radiologischen Folgen des Unfallgeschehens in Japan sind mit den Ergebnissen von Analysen potenzieller schwerer Unfallabläufe in deutschen Atomkraftwerken vergleichbar.

⁴³ Die errechnete Häufigkeit für dieses Unfallszenario beträgt 2,1 E-7/a. Die Hauptfreisetzung würde ca. 21 Stunden nach der Abschaltung des Reaktors beginnen. Die Quellterme sind 3E17 Bq für Jod-131 und 3E16 Bq für Cäsium-137. Der ausgewählte Referenzquellterm soll laut SSK für alle Anlagen in Deutschland für die Planung verwendet werden.

⁴⁴ Die Rechnungen wurden mit dem Entscheidungshilfesystem RODOS (Real-time Online Decision Support System) durchgeführt. Als meteorologische Datenbasis werden die Daten aus dem COSMO-EM System des Deutschen Wetterdienstes (DWD) verwendet

⁴⁵ 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.

in diesem Bereich Schutzmaßnahmen vorzubereiten, die mit höchster Priorität sehr schnell und vor allem möglichst vor dem Beginn der unfallbedingten Freisetzung durchgeführt werden können. Falls die Gebiete für eine schnelle Evakuierung sehr groß sind, dann könnte die gleichzeitige Evakuierung einer großen Personenanzahl die Evakuierung der am stärksten gefährdeten Personen im Nahbereich der Anlage behindern.

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 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 [IAEA 2013]. 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 wären.

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

- Die **Maßnahme „Evakuierung“ ist in der Zentralzone** mit einem etwa 5 km großen Radius zur Verhinderung hoher Strahlendosen vorgesehen. Eine effektive Dosis von 1000 mSv für Kinder⁴⁶ wird für Philippsburg bei Berücksichtigung des 80. Perzentils bis 7 km überschritten; bei Berücksichtigung des 95. Perzentils bis 12 km. Für Grohnde liegt 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 (nur für Grohnde berechnet).
- 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. Bei Betrachtung des 95. Perzentils ist für beide Standorte eine Evakuierung bis in etwa 35 km erforderlich.

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

⁴⁶ Neben den Schwellenwerten für schwerwiegende deterministische Effekte hat die SSK zur Ermittlung des Planungsgebietes höchster Priorität ein weiteres Kriterium eingeführt, dessen Wert auf 1000 mSv effektive Dosis festgelegt wurde.

Betrieb der Atomkraftwerke einzustellen, da die erforderliche Evakuierung der Bevölkerung (bisher) nicht möglich ist.

9.3 Stand der Umsetzung des Katastrophenschutzes

Die Behörden in Deutschland, auch das ist eine Erkenntnis nach Fukushima, waren all die Jahre auf die Folgen eines schwerwiegenden Reaktorunfalls nicht vorbereitet. Nach den Empfehlungen der Strahlenschutzkommission SSK vom Februar 2014 muss dieses 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.

Von jedem der Länder wird gefordert, Vorsorge für die Evakuierung und Unterbringung von 1 % seiner Bevölkerung zu treffen. Darauf basierend sollten in ganz Deutschland Unterkünfte für 800.000 Evakuierte vorbereitet werden.

Die zuständigen Katastrophenschutzbehörden z. B. in Baden-Württemberg müssen ihre Katastropheneinsatzpläne anpassen [LT BW 2014]. Zunächst mussten für die Vorbereitungen der komplexen Katastrophenschutzplanung Daten über Einwohner, Sondereinrichtungen, Rettungsdienste, Viehbestände, Sammelstellen, Bus- und Transportkapazitäten, mögliche Fluchtwege und Verkehrslenkung gesammelt werden, die Aufnahmegemeinden werden bestimmt, ebenso die Aufnahmekapazitäten für Altenheime und Krankenhäuser. [SZ 2014]

Die Zuständigkeit im Katastrophenschutz in Niedersachsen liegt beim Ministerium für Inneres und Sport (MI). Das Umweltministerium nimmt in diesem Rahmen im Fall eines Ereignisses „kerntechnischer Unfall“ als Strahlenschutzbehörde die Aufgaben des radiologischen Lagezentrums wahr. Zur Erfüllung der Aufgabe ist beim NLWKN ein radiologisches Lagezentrum eingerichtet worden. Die Erstellung der radiologischen Lage und die daraus ableitbaren Katastrophenschutzmaßnahmen sollen zukünftig nicht mehr von der unteren Katastrophenschutzbehörde erarbeitet werden. Diese Aufgabe wird durch die Einrichtung eines interministeriellen Krisenstabes (IMKS) auf die ministerielle Ebene verlagert. Hiermit sollte die Grundlage für großräumige Entscheidungen geschaffen werden, wie sie im Falle eines kerntechnischen Unfalls nötig sein könnte. [GRÜNDEL 2016]

Die Novellierung des niedersächsischen Katastrophenschutzgesetzes sollte 2017 in Kraft treten. Die Katastrophenschutzpläne der Atomkraftwerke Emsland und Grohnde basieren bislang auf einem Runderlass des Ministeriums für Inneres, Sport und Integration vom 7. Juli 2009 (Nds. MBl. S. 678), der bereits am 31. Dezember 2014 außer Kraft getreten ist. Kommt es in Niedersachsen zu einem schweren Unfall in einem Atomkraftwerk, müssen die Behörden auf die veraltete Notfallpläne zurückgreifen. Erkenntnisse aus dem Unglück von Fukushima im März 2011 bleiben unberücksichtigt. [NOZ 2018]

Für die niedersächsischen Atomkraftwerke Emsland und Grohnde liegen zurzeit die Schutzzonen noch bei 2 km (Zentralzone), 10 km (Mittelzone) und 25 km (Außenzone). **Die Landesregierung plant die Empfehlungen der Strahlenschutzkommission für verbindlich zu erklären**, sobald die dafür erforderlichen konzeptionellen Vorarbeiten erfolgt sind. [LT NDS 2018]

Das MI hat seit 2016 Eigenmittel in Höhe von 269 000 Euro pro Jahr bereitgestellt, um die drängendsten Maßnahmen, z. B. Ausstattung von Notfallstationen, zumindest stützen zu können. Im Jahr 2018 wird die Landesregierung erstmalig für diesen Aufgabenbereich 2 Millionen Euro aus dem Landeshaushalt bereitstellen. Damit können nun die entsprechenden Planungsarbeiten und ersten Beschaffungsmaßnahmen begonnen werden. Mit den genannten Mehrressourcen beabsichtigt die Landesregierung eine vollständige Umsetzung der Rahmenempfehlungen bis Ende 2020.

9.4 Durchführung der Katastrophenschutzmaßnahmen

Die Pläne für Katastrophenschutzmaßnahmen anzuwenden, war auch vor der Vergrößerung der Schutzzonen schon eine große Herausforderung. 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.⁴⁷ [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:

- Verbesserung der medizinischen Versorgungsmöglichkeiten Betroffener, besonders in Notfallstationen.
- Vorbereitung von Maßnahmen, die bei großräumigen und lang andauernden Evakuierungsmaßnahmen notwendig werden.
- 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. 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.

Im Sommer 2016 haben verschiedene Behörden 2016 einen Kernschmelzunfall im AKW Grohnde durchgespielt: Bei der Simulation müssten bis zu 40.000 Menschen dauerhaft umsiedeln, etwa 1000 sterben – überwiegend durch Selbstmord in Folge der seelischen Belastungen. Zudem würde Deutschland wirtschaftlich in eine Rezession schlittern, die landwirtschaftliche Produktion würde zusammenbrechen. [NOZ 2016]

Die Katastrophenschutzbehörden auf Landesebene und regionaler Ebene führen an den AKW-Standorten, aufgrund des großen Aufwandes nur in Zeitabständen von mehreren Jahren, Katastrophenschutzübungen durch. Die nächste Katastrophenschutzübung für das AKW Emsland ist für 2018 geplant.

9.5 Fazit

Vor sieben Jahren ereignete sich der katastrophale Unfall in Fukushima, der erneut verdeutlichte, dass eine Ausweitung der Katastrophenschutzpläne um die Atomkraftwerke in Deutschland erforderlich ist.

Die inzwischen erfolgte Ausweitung der Planungszonen des Katastrophenschutzes, 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.

Die erforderliche Überarbeitung der Notfallschutzpläne in den Bundesländern ist jedoch noch nicht vollzogen. Das heißt, dass im Falle eines potenziell möglichen schweren Unfalls in einem deutschen

⁴⁷ Die Schutzkommission berät die Bundesregierung ehrenamtlich in wissenschaftlichen und wissenschaftlich-technischen Fragen des Schutzes der Zivilbevölkerung.

oder einem grenznahen Atomkraftwerk katastrophale Folgen für die Bevölkerung drohen – obwohl diese zumindest teilweise durch Schutzmaßnahmen vermeidbar wären.

Die Ausweitung des Katastrophenschutzes kostet die Landesregierungen und letztendlich die Steuerzahler viel Geld. Solange die AKWs betrieben werden, ist dieses dennoch alternativlos. Eine Alternative wäre allerdings ein vorzeitiges Ende des Leistungsbetriebs der Atomkraftwerke.

Insgesamt besteht dringender Handlungsbedarf – auch wenn das von den AKW-Betreibern anders gesehen wird. Von Seiten der AKW-Betreiber gab es Widerstand gegen die Ausweitung der Planungszonen. So vertrat Pauly (E.ON) 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.

Wolfgang Weiss (frühere Chef der UNSCEAR) betonte eine wichtige Lektion aus dem Fukushima-Unfall sei, dass es wichtiger ist sich auf den möglichen hohen Schaden eines Unfalls zu fokussieren als auf die geringe Wahrscheinlichkeit eines Unfalls. Rechtzeitige Schutzmaßnahmen können ohne sorgfältige Planung nicht effektiv sein. [WEISS 2016]

Es ist allerdings zu beachten, dass selbst bei Umsetzung der neuen Katastrophenschutzpläne der Schutz der Bevölkerung nicht umfassend genug ist. Vor allem werden schwangere Frauen und Kinder nicht an jedem Standort und bei jeder Wetterlage durch Evakuierung vor hohen Strahlendosen geschützt, da eine vollständige Evakuierung in einem Gebiet mit einem Radius von mehr als 5 km als nicht durchführbar erachtet wird. Schon aufgrund dieser Tatsache ist ein vorzeitiges Ende der Betriebszeiten der Atomkraftwerke zu erwägen.

10 Zusammenfassung

Die Unfälle im AKW Fukushima Dai-ichi im März 2011 führten zu einer Neubewertung der Nutzung der Kernenergie in Deutschland. Mit dem 13. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes (6. August 2011) verloren acht Reaktoren die Berechtigung zum Leistungsbetrieb. Seitdem gingen zwei weitere Atomkraftwerke endgültig vom Netz: Grafenrheinfeld (27. Juni 2015) und Gundremmingen B (31. Dezember 2017). Für die verbleibenden sieben Reaktoren nennt das Gesetz als spätesten Termin für die endgültige Abschaltung jeweils den 31.12. in den Jahren 2019 (Philippsburg-2), 2021 (Brokdorf, Grohnde und Gundremmingen C) und 2022 (Emsland, Isar-2 und Neckarwestheim-2).

Die jetzt noch betriebenen deutschen Atomkraftwerke entsprechen nicht mehr dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik. **Ziel dieser Studie ist es, das Risiko darzustellen, das von den deutschen Atomkraftwerken für die Bevölkerung ausgeht.**

Die sogenannte „BMU Nachrüstliste“ aus 2012 enthält insgesamt 25 Anforderungen/Maßnahmen zur erforderlichen Nachrüstung. Es sollte für jedes AKW geprüft werden, ob diese Anforderungen/Maßnahmen schon erfüllt werden bzw. mit welchen konkreten Mitteln diese zu erreichen sind. 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.

Theoretisch bietet die BMU-Nachrüstliste 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. 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 endgültig abschalten würden, sollten die Aufsichtsbehörden die zu einem ausreichenden Schutz der Bevölkerung erforderlichen technischen Nachrüstungen einfordern.

Der folgenschwere Reaktorunfall im Atomkraftwerk Fukushima Dai-ichi war vorhersehbar und hätte verhindert werden können. Eine Vielzahl von Fehlern und vorsätzlichen Nachlässigkeiten hat zum Unfall geführt. Die Aufsichtsbehörde hat zudem international anerkannte Sicherheitsrichtlinien nur sehr schleppend eingeführt. 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 befürchtet wurde.

Die im Nachgang zum Fukushima-Unfall durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen der deutschen Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der EU 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 war die Situation in Deutschland vergleichbar mit der Situation in Japan.**

Im Anschluss an den EU Stresstest sollte jedes Land nationale Aktionspläne aufstellen, um die identifizierten Schwachstellen zu beheben. **Der deutsche Aktionsplan wurde unter Berücksichtigung der Restlaufzeiten der Atomkraftwerke begrenzt.**

Die Aufsichtsbehörden der Länder erstellten im eigenen Ermessen anlagenspezifische Aktionspläne für die jeweiligen Atomkraftwerke. Eine Bewertung, wie ernsthaft die Überprüfungen bzgl. negativer Auswirkungen von extremen Ereignissen (Erdbeben, Hochwasser und Extremwetterereignisse) in den einzelnen Atomkraftwerken durchgeführt wurden, ist nicht möglich, da jegliche Transparenz der Ana-

lysen bzw. ihrer Annahmen und Ergebnisse fehlt. Anders als für den EU-Stresstest gedacht, erfolgt die Implementierung der Maßnahmen in einem ganz und gar nicht transparenten Prozess.

Inzwischen gilt der Nationale Aktionsplan als abgeschlossen. Das BMUB bat die RSK um eine Bewertung der implementierten Maßnahmen/Aktivitäten. Anders als erforderlich, erfolgte die Bewertung der RSK aber nicht anlagenspezifisch. Die AKW-Betreiber hatten zusammen mit der VGB ein generisches Konzept zur Bewältigung der Maßnahmen erstellt. Durch das VGB-Konzept sieht die RSK ihre Empfehlungen zwar im Wesentlichen als erfüllt an, die RSK weist aber auf eine ganze Reihe noch verbliebener, anlagenspezifisch zu bewertende Punkte hin.

Bezüglich Erdbeben hält die RSK anhand des VGB-Konzepts für alle Atomkraftwerke – bis auf Grohnde – einen ausreichenden Schutz plausibel. (Ob, und wenn ja, welche Konsequenzen die niedersächsische Aufsichtsbehörde bezüglich des Defizits für Grohnde zieht, ist nicht bekannt.) Die RSK betont aber, dass vor dem Hintergrund des meldepflichtigen Ereignisses in Philippsburg-2 im Dezember 2016 noch eine generische Beratung zur Glaubwürdigkeit der VGB-Ergebnisse stattfinden muss. Was in Deutschland aber vor allem fehlt, ist eine umfassende Neubewertung des Erdbebenrisikos, wie es etwa in der Schweiz mit dem PEGASOS-Projekt durchgeführt worden ist.

Die RSK schränkt an vielen Stellen ein, dass die implementierten Notfallmaßnahmen nur dann geeignet sind, wenn technische Voraussetzungen erfüllt sind und sie in kurzer Zeit durchführbar sind. Ob das möglich ist, bewertet die RSK nicht. Der Umfang der erfolgten Maßnahmen ist insgesamt schwer zu bewerten. **Die „Verbesserung“ des Schutzes vor externen Einwirkungen (Erdbeben, Hochwasser und Extremwetterereignisse) geschah vor allem auf dem Papier, z. B. durch Abbau von Sicherheitsmargen. Gerade hinsichtlich der angemessenen Berücksichtigung der externen Einwirkungen scheint Deutschland nicht von den Erfahrungen aus Fukushima gelernt zu haben.**

Die WENRA Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke sollen laut WENRA als Referenz verwendet werden, um bei den bestehenden Atomkraftwerken im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) die vernünftig machbaren Nachrüstungen zu identifizieren. Diese Sicherheitsüberprüfungen finden in Deutschland laut Atomgesetz aufgrund der verbleibenden Restlaufzeiten nicht mehr statt.

Die Bevölkerung und die Politik haben ein Recht darauf zu erfahren, welche Defizite die Atomkraftwerke aufweisen. Sie sollten auch wissen, welche Nachrüstungen technisch möglich wären, um sie vor einem schweren Unfall und möglichen gesundheitlichen Auswirkungen und langfristigen Umsiedlungen zu bewahren, aber aus wirtschaftlichen Gründen nicht erfolgen.

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) sieht auch eine Erhöhung der Transparenz vor. Nach wie vor werden der Bevölkerung und Politik aber die meisten Informationen zur Bewertung der nuklearen Sicherheit vorenthalten. Transparenz im Sinne einer Teilhabe an Entscheidungsprozessen fehlt vollständig.

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 endlich ein Paradigmenwechsel erforderlich – von einem (wirtschaftlichen) Schutz der AKW-Betreiber zu einem Schutz der Bevölkerung.**

Der Abbau von Sicherheitsmargen beim Einsatz von höher angereicherten Brennelementen hat offenbar dazu geführt, dass insbesondere im AKW Brokdorf Brennelementverformungen auftraten. Obwohl diese Verformungen erhebliche Auswirkungen haben können und die Ursachen nicht vollständig geklärt sind, wurden die entsprechenden BE weiter eingesetzt. Zusätzlich wurden eine Vielzahl von Brüchen an Niederhaltefedern und Federn an Drosselkörpern gefunden. Diese haben mindestens eine si-

cherheitstechnische Bedeutung: Vagabundierende Bruchstücke können im Primärkreislauf zu Schädigungen an Brennelementhüllrohren oder den Dampferzeuger-Heizrohren führen. Letzteres kann einen Störfall auslösen. Weiterhin treten verstärkt alterungsbedingte Schäden an Brennelement-Zentrierstiften auf. Es zeigte sich, dass eine früher getroffene Abhilfemaßnahme nicht ausreichend war.

Im Reaktorwasser des AKW Brokdorf wurden im Februar 2017 außergewöhnlich viele Schwebstoffe festgestellt, die sich als abgelöste Teile der Oxidschichten an Brennstäben herausstellten. Messungen ergaben Schichtdicken, die die Grenzwerte an einigen Stellen deutlich überschritten. Nach Ansicht der schleswig-holsteinischen Atomaufsicht hat ein Zusammenspiel von mehreren Faktoren zu der unerwartet starken und schnellen Oxidation geführt: Wesentlich sind die Leistungserhöhung und der sogenannte Lastfolgebetrieb (Drosseln der Stromproduktion in Abhängigkeit vom Angebot an Windenergie). Letztendlich sind die Ursachen noch nicht geklärt.

Eine übermäßige Oxidschicht führt bei Störfällen zu höheren Schadensraten. Die sicherheitstechnische Bedeutung der übermäßigen Korrosion liegt aber vor allem darin, dass die Ursachen dafür nicht erklärbar und die bisherigen Prognosen falsch sind. Welche Konsequenzen dies für die Glaubwürdigkeit anderer Prognosen über die Situation im Reaktorkern hat, ist noch nicht abzusehen.

Bemerkenswert ist, dass nach so vielen Betriebsjahren in den Reaktorkernen sicherheitsrelevante Phänomene auftreten, deren Ursache nicht verstanden wird und/oder deren Auftreten nicht erwartet wurde. Die sicherheitstechnische Bedeutung aller dieser Befunde wird – auch von der RSK – heruntergespielt, es wird sich dabei auf Prognosen von Einzelphänomen berufen. Zum einen muss deren Glaubwürdigkeit aber inzwischen angezweifelt werden, vor allem aber muss die Auswirkung einer Kombination der unterschiedlichen Befunde bewertet werden. Es ist sicherheitstechnisch ungerechtfertigt, dass der Betrieb weiterläuft, obwohl die Ursachen noch nicht geklärt sind. **Solange die Ursachen nicht geklärt und behoben sind, wäre aus Sicht des Schutzes der Bevölkerung eine Einstellung des Leistungsbetriebs angemessen.**

Der Umgang der Betreiber mit der Ursachenaufklärung der meldepflichtigen Ereignisse ist seit vielen Jahren unzureichend. Das wurde bereits mehrfach von Sachverständigen (z. B. der GRS oder der RSK) angemahnt. Die Situation ändert sich jedoch offenbar nicht. Diese unangemessene Vorgehensweise kann dazu führen, dass während eines Störfalls vermeidbare Pannen auftreten. Im schlimmsten Fall kann so ein eigentlich beherrschbarer Störfall in einen Kernschmelzunfall münden.

Noch immer finden sich viele unerwartete Fehler – auch im Reaktorkern – durch Zufall, gezielte Untersuchungen bringen dann weitere Befunde zum Vorschein.

Aufgrund von Alterungseffekten bzw. -problemen ist der Austausch von ersetzbaren Komponenten notwendig. Der Austausch von Komponenten eröffnet neue Fehlerquellen: Es kann zum Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten oder auch zu Montagefehlern kommen. Sechs Ereignisse, die auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten und 13 Ereignisse, die auf eine fehlerhafte Montage oder einen Instandhaltungsmangel zurückzuführen sind, traten in den letzten beiden Jahren auf.

Bis auf ein Ereignis sind diese Ereignisse als Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung eingestuft worden. Es kann aber nicht ausgeschlossen werden, dass bei den hier betrachteten Ereignissen Faktoren wie Zeitdruck und mangelnde Qualitätskontrolle eine Rolle spielen, die letztlich mit wirtschaftlichem Druck und Mängeln der Sicherheitskultur zusammenhängen. Daher kann nicht garantiert werden, dass ähnliche Ereignisse nicht auch in Systemen mit größerer Bedeutung für die Sicherheit eintreten können.

Als die größte Herausforderung für den sicheren Betrieb der Atomkraftwerke wird die Erhaltung der kerntechnischen Kompetenz gesehen. Dem Kompetenzverlust wurde bisher nicht mit wirkungsvollen

Maßnahmen begegnet, daher sieht die RSK den Know-how-Erhalt sowie den Erhalt der Mitarbeitermotivation als Elemente der Sicherheitskultur gefährdet.

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 AKWs 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.

Nach den Terroranschlägen vom 11. September 2001 wurden die möglichen Folgen eines absichtlich herbeigeführten Absturzes eines Verkehrsflugzeugs auf ein Atomkraftwerk diskutiert. Seit einer Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) aus 2002 ist bekannt, dass in Folge eines derartigen Absturzes auf ein deutsches Atomkraftwerk die Gefahr eines Kernschmelzunfalls besteht. Inzwischen ist auch ein gezielter Absturz mit einem größeren Verkehrsflugzeug, als in der o.g. GRS-Studie unterstellt wurde, einem Airbus A 380, möglich. **Statt dieses Bedrohungsszenario zu berücksichtigen, haben sich die Behörden darauf geeinigt, dass dieses nicht erforderlich ist.** Sicherheitstechnisch ist dieses Vorgehen nicht gerechtfertigt. Auch laut aktueller Rechtsprechung ist ein Schutz in Bezug auf den Absturz eines Flugzeugs vom Typ Airbus A380 zu gewährleisten.

Weder die staatlichen noch die betreiberseitigen Schutzmaßnahmen sind ausreichend, um einen Flugzeugsabsturz auf Atomkraftwerke zu verhindern. Wie real die Bedrohung von den Behörden eingeschätzt wird, verdeutlicht der seit dem Jahr 2007 geltende Rahmenplan zu Kommunikationsabläufen zwischen dem Nationalen Lage- und Führungszentrum ‚Sicherheit im Luftraum‘ (NLFZ) und den AKWs im Falle einer drohenden Gefahr durch RENEGADE-Luftfahrzeuge. Seit dem Jahr 2010 wurde insgesamt in sieben Fällen der RENEGADE-Voralarm für die Atomkraftwerke ausgelöst, zuletzt am 19. Februar 2018.

Bisher wurden aber nur Untersuchungen zu den potenziellen Auswirkungen eines Absturzes eines großen Verkehrsflugzeugs auf die neuesten deutschen Atomkraftwerke (Konvoi-Anlagen) in einer RSK-Stellungnahme erneut bewertet. Hinsichtlich des vorhandenen Risikos ist es nicht nachvollziehbar, warum die RSK mit der Bewertung der bestgeschützten Anlagen begonnen hat. Der Schutz der Vorkonvoi-Anlagen (Grohnde, Philippsburg-2 und Brokdorf) und dem Siedewasserreaktor Gundremmingen C wurden noch nicht bewertet. Insofern kann nicht ausgeschlossen werden, dass beim Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs ein Kernschmelzunfall mit erheblichen radiologischen Folgen möglich ist.

Neben dem Absturz eines Verkehrsflugzeugs sind auch andere Terror-Szenarien mit gravierenden Auswirkungen möglich. Die US-amerikanische **Nuclear Threat Initiative** (NTI) attestierte Deutschland Defizite im Schutz vor möglichen Cyber-Angriffen und vor allem beim Schutz vor Sabotage oder Terrorangriffen durch Insider.

Ein schwerer Unfall mit massiven radioaktiven Freisetzungen ist in jedem deutschen Atomkraftwerk möglich. Dies wird von niemandem 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 zu erwartende Schadensausmaß relevant. Aufgrund der Bevölkerungsdichte in Deutschland ist der zu erwartende Schaden für die Bevölkerung und somit auch das Risiko eines Atomunfalls besonders hoch.

Vor sieben Jahren ereignete sich der katastrophale Unfall in Fukushima, der erneut verdeutlichte, dass eine Ausweitung der Katastrophenschutzpläne um die Atomkraftwerke in Deutschland erforderlich ist.

Die inzwischen erfolgte Ausweitung der Planungszonen des Katastrophenschutzes, die auf der Berücksichtigung von möglichen schweren Reaktorunfällen beruht, ist zu begrüßen. Die erforderliche Überarbeitung der Notfallschutzpläne in den Bundesländern ist jedoch noch nicht vollzogen. Das heißt, dass im Falle eines potenziell möglichen schweren Unfalls 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. Wolfgang Weiss (frühere Chef der UNSCEAR) betonte eine wichtige Lektion aus dem Fukushima-Unfall sei, dass es wichtiger ist sich auf den möglichen hohen Schaden eines Unfalls zu fokussieren als auf die geringe Wahrscheinlichkeit eines Unfalls. Rechtzeitige Schutzmaßnahmen können ohne sorgfältige Planung nicht effektiv sein. Es ist allerdings zu beachten, dass selbst bei Umsetzung der neuen Katastrophenschutzpläne der Schutz der Bevölkerung nicht umfassend genug ist. Vor allem werden schwangere Frauen und Kinder nicht bei jeder Wetterlage durch Evakuierung vor hohen Strahlendosen geschützt, da eine vollständige Evakuierung in einem Gebiet mit einem Radius von mehr als 5 km als nicht durchführbar erachtet wird. Schon aufgrund dieser Tatsache ist ein vorzeitiges Ende der Betriebszeiten der Atomkraftwerke zu erwägen.

11 Literatur

- BAYLON 2015 Baylon, C.; Brunt, R. & Livingstone, D.: “Cyber Security at Civil Nuclear Facilities – Understanding the Risks”; Chatham House Report; Sep. 2015
- BECKER 2010 Becker, Oda: Terrorangriffe aus der Luft auf (ältere) deutsche Atomkraftwerke; erstellt im Auftrag von Greenpeace; März 2010
- BECKER 2013 Becker, Oda: Die Schwachstellen des AKW Grohnde; Aktueller Handlungsbedarf für die Aufsichtsbehörde; Hannover, 14.01.2013
- BECKER 2017 Becker, Oda: Stellungnahme zum Schriftsatz des Niedersächsischen Ministeriums für Umwelt, Energie und Klimaschutz vom 22.05.2017 in der Verwaltungsrechtsache 7 KS 82/15; Hannover; Oktober 2017
- BFE 2018 Bundesamt für kerntechnische Entsorgung (BfE): Monatsberichte zu meldepflichtigen
sen; <https://www.bfe.bund.de/DE/kt/ereignisse/berichte/monatsberichte/monatsberichte.html>
- BFS 2005 Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke; BFS-SCHR-37/05, Salzgitter, Oktober 2005
- BFS 2013 Bundesamt für Strahlenschutz (BFS): Monatsberichte zu meldepflichtigen
nis-
sen; http://www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/berichte_meldepflichtige_ereignisse/monatsberichte.html
- BMLFUW GE 2014: Stress tests Follow-Up Actions; Issue Paper for Germany; Authors: Kurt Decker, Helmut Hirsch, Bojan Tomic; Austrian Federal Ministry of Agriculture, Forestry, Environment and Water Management; Prepared by the Order of the BMLUFW; Report Final Version Vienna; 20-01-2014; <https://www.bmlfuw.gv.at/umwelt/strahlen-atom/antiakwpolitik/euroatom-internat/stresstest.html>
- BMU 2002 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Schutz der deutschen Kernkraftwerke vor dem Hintergrund der terroristischen Anschläge in den USA vom 11. September 2001 – Ergebnisse der GRS-Untersuchungen aus dem Vorhaben „Gutachterliche Untersuchungen zu terroristischen Flugzeugabstürzen auf deutsche Kernkraftwerke“; Bonn, 27.11.2002
- BMU 2007 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Analyse und Bewertung des Gefährdungspotenzials durch Korrosion in deutschen LWR; Forschungsvorhaben SR 2521, TÜV Nord EnSys Hannover GmbH & Co.KG, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU- 2005-698; 2007
- BMU 2008a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Übertragung von Elektrizitätsmengen von Kernkraftwerk Neckarwestheim II auf Block I; AZ RS I 3 – 14206/48, Bonn, 12. Juni 2008
- BMU 2010b Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitstechnische Anforderungen / Maßnahmen zur weiteren Vorsorge gegen Risiken; Datei vom 01.10.2010 – sowie erläuternde Bemerkungen zu dieser Liste, Stand 28.09.2010, www.bmu.de, gesehen Februar 2011
- BMU 2011 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): EU Stresstest National Report of Germany; Dezember 2011
- BMU 2012 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitstechnische Anforderungen / Maßnahmen zur weiteren Vorsorge gegen Risiken; www.bmu.de; 15.06.2012

- BMU 2013 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Nationaler Aktionsplan zur Umsetzung Fukushima-relevanter Erkenntnisse für die deutschen Kernkraftwerke, Stand Januar 2013; www.bmu.de/service/publikationen/downloads/details/artikel/nationaler-aktionsplan-zur-umsetzung-fukushima-relevanter-erkenntnisse-fuer-die-deutschen-kernkraft
- BMU 2013a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Sechste Überprüfungstagung im März/April 2014, 26. Juni 2013
- BMUB 2014 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Fortgeschriebener Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima, Dezember 2014; http://www.bmub.bund.de/fileadmin/Daten_BMU/Download_PDF/Nukleare_Sicherheit/aktionsplan_fukushima_bf.pdf
- BMUB 2015 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Answers of Germany to your submitted questions in the frame of the 2nd ENSREG NacP Workshop, Brief von Axel Vorwerk an Patricia Lorenz (Friends of Earth Europe) 24.07.2015
- BMUB 2015a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (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/>
- BMUB 2016 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Siebte Überprüfungstagung im März/April 2017, Berlin, Juni 2016
- BMUB 2016a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Bekanntmachung der Beschlüsse des Länderausschusses für Atomenergie - Hauptausschuss - zum Thema „Rechtlicher Rahmen der Beurteilung des Szenarios, Terroristischer Flugzeugabsturz‘ durch die Exekutive“; 31.08.2016.
- BMUB 2017 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Abgeschlossener Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima; Dezember 2017
- BUND 2011 Sicherheit der vier Atomkraftwerke in Baden-Württemberg, Philippsburg- 1 und -2 (KKP-1 und -2) Neckarwestheim-1 und -2 (GKN-1 und -2); Kurzexpertise, erstellt im Auftrag des BUND; Erstellt von: Dipl. Phys. Oda Becker, unter Mitarbeit von Dr. Helmut Hirsch (Anhang zu Neckarwestheim); Hannover, Februar 2011
- BUND 2013 Atomstrom 2013: Sauber, sicher, alles im Griff? Aktuelle Probleme und Gefahren bei deutschen Atomkraftwerken; Oda Becker, unter Mitarbeit von Adhipati Y. Indradiningrat (Kapitel 8.1) Erstellt im Auftrag des BUND; März 2013
- BUND 2016 Atomstrom 2016: Sauber, sicher, alles im Griff? Aktuelle Probleme und Gefahren bei deutschen Atomkraftwerken und Zwischenlagern; Oda Becker, Erstellt im Auftrag des BUND; Version 1.1; März 2016
- BW UM 2016 Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg: Überwachung kerntechnischer Anlagen; 2016; <https://um.baden-wuerttemberg.de/de/umwelt/kernenergie-und-radioaktivitaet/ueberwachung-kerntechnischer-anlagen/>

- BW UM 2017 Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg: Manipulierte Zuverlässigkeitsüberprüfungen für kerntechnische Anlagen aus Jülich; 25.08.2017, <https://www.baden-wuerttemberg.de/de/service/presse/pressemitteilung/pid/manipulierte-zuverlaessigkeitsueberpruefungen-fuer-kerntechnische-anlagen-aus-juelich/>
- BW UM 2018 Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg: Meldekultur in Baden-Württemberg; <https://um.baden-wuerttemberg.de/de/umwelt-natur/kernenergie-und-radioaktivitaet/aktuelle-informationen/meldepflichtige-ereignisse/meldekultur-in-baden-wuerttemberg/>
- DBT 2014 Deutscher Bundestag: Drohnenflüge über französischen Atomanlagen; 18. Wahlperiode; Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Sylvia Kottling-Uhl, Kerstin Andreae, Annalena Baerbock, weiterer Abgeordneter und der Fraktion BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN; Drucksache 18/3466; 18.12.2014
- DBT 2017 Deutscher Bundestag: Teilevakuierung von Atomkraftwerken infolge eines fehlenden Funkkontakts zu einem Passagierflugzeug am 10. März 2017; Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Hubertus Zdebek, Eva Bulling-Schröter, Caren Lay, weiterer Abgeordneter und der Fraktion DIE LINKE; Drucksache 18/11705. 13.04.2017
- EASAC 2017 European Academies, Science Advisory Council: Extreme weather events in Europe; March 2018
- ENSREG 2011 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG): EU Stress Tests and Follow-up; <http://www.ensreg.eu/EU-Stress-Tests>, 2011
- ENSREG 2012 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG): Germany, Peer review country report; Germany 26 April 2012; www.ensreg.eu
- ENSREG GE 2012 Report of the stress test peer review Follow-up fact finding site visit to Gundremmingen, Germany, 12-14 September 2012
- ENSI 2018 Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI): PEGASOS; 2018 <https://www.ensi.ch/de/themen/pegasos-erdbeben-schweizer-kernkraftwerke/>
- FOCUS 2018 FOCUS: „Renegade“-Terroralarm, nach Tippfehler im Flugzeug auch Atomkraftwerke im Norden evakuiert; 22.2.2018; https://www.focus.de/panorama/welt/renegade-terroralarm-nach-tippfehler-im-flugzeug-auch-atomkraftwerke-im-norden-evakuiert_id_8511892.html
- GARRIBBA 2015 Massimo Garribba: The Revised EU Nuclear Safety Directive; 46th Annual Meeting on Nuclear Technology 2015, Berlin, 6.-8. Mai 2015
- GP 2012 Greenpeace Deutschland: Schwere Reaktorunfälle – wahrscheinlicher als bisher angenommen; Grenzen und Möglichkeiten von probabilistischen Risiko-Analysen (PRA); Erstellt von cervus nuclear consulting; Neustadt a. Rbge., Februar 2012
- GP 2014 Greenpeace Deutschland: Gefahr aus der Luft – Drohnenüberflüge bedrohen französische Atomanlagen, Oda Becker im Auftrag von Greenpeace Deutschland e.V.; November 2014
- GRÜNDEL 2016 Michal Gründel (Nds. Umweltministerium): Organisation of the Disaster Control in the Vicinity of Nuclear Installations in Lower Saxony; Jahrestagung Kerntechnik 2016
- GRS 2001 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS): Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland – Methoden und Ergebnisse einer umfassenden probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA); Entwurf zur Kommentierung, GRS-175, Oktober 2001

- GRS 2008 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS): Jahresbericht 2006/2007; Köln; 2008
- GRS 2012 Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS): Kerntechnisches Regelwerk; 2012; www.grs.de/content/kerntechnisches-regelwerk
- GRS 2017 Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS): Weiterleitungsnachricht WL 2017/04, Anhang Aufarbeitung des Kenntnisstandes zu erhöhten Oxidschichtdicken an Brennstabhüllrohren; 2017
- GRS 2018 Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS): Kerntechnisches Regelwerk; Kerntechnisches Regelwerk; <https://www.grs.de/content/kerntechnisches-regelwerk>; 2018
- GÜLDNER 2017 Ralf Güldner (Deutsches Atomforum - DAfF): Eröffnungsrede, Jahrestagung Kerntechnik 2017, Berlin
- HELLER 2006 Heller, W.: Luftsicherheitsgesetz verfassungswidrig, ATW 51/5, Mai 2006
- HONNELLIO 2005 A. L. Honnellio u. S. Rydell: Sabotage vulnerability of nuclear power plants; Konferenzbeitrag „Nuclear Energy and Security (NUSEC)“, Universität Salzburg, 20.–23.07.2005
- HZ 2017 Heidenheimer Zeitung: Unsicheres AKW Gundremmingen? Bürger klagen gegen Freistaat Bayern; 07.12..2017; https://www.swp.de/suedwesten/landkreise/lk-heidenheim/unsicheres-akw-gundremmingen_-buerger-klagen-gegen-freistaat-bayern-24276236.html
- IAEA 2013 International Atomic Energy Agency (IAEA): EPR-NPP Public Protective Actions: Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor; Vienna, 2013; http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/EPR-NPP_PPA_web.pdf
- IAEA 2018 International Atomic Energy Agency (IAEA): Mission calendar; March 2018; <https://www.iaea.org/services/review-missions/calendar?type=3166&year%5Bvalue%5D%5Byear%5D=&location=All&status=All&=Search>
- JORDEN 2017 Uwe Jorden (Preussen Electra): „Wie sicher ist sicher genug nach 50 Jahren Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken?“, Jahrestagung Kerntechnik Berlin, 2017
- KREUSER 2013 Kreuser, A.: Neue Erkenntnisse zu Ereignissen mit gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA); GRS-Fachgespräch; 2013
- LECHNER 2017 Stephan Lechner (Europäische Kommission, Direktor Euratom Safeguards): “The Energy Union: Progress, Challenges and the Role of Nuclear Power”; Jahrestagung Kerntechnik; Berlin, 2017
- LT BAYERN 2013 Bayerischer Landtag: Vernebelungsanlagen an Atomkraftwerken; Anfragen zum Plenum vom 11. November 2013 mit den dazu eingegangenen Antworten der Staatsregierung, Drucksache 17/84; 14.11.2013
- LT BAYERN 2017a Landtag Bayern: Bevölkerung schützen – fehlerhafte Brennstäbe im Atomkraftwerk Gundremmingen sofort austauschen! Dringlichkeitsantrag der Abgeordneten Markus Rinderspacher, Herbert Woerlein, Florian von Brunn, Klaus Adelt, Harry Scheuenstuhl, Horst Arnold, Inge Aures, Volkmar Halbleib, Natascha Kohnen, Dr. Simone Strohmayer, Margit Wild, Susann Biedefeld und Fraktion (SPD); 17. Wahlperiode Drucksache 17/19231; 28.11.2017
- LT BAYERN 2017b Landtag Bayern: Gundremmingen und die Missstände in der baye-rischen Atom-aufsicht Dringlichkeitsantrag der Abgeordneten Katharina Schulze, Ludwig Hart-

- mann, Martin Stümpfig, Rosi Steinberger, Chris-tine Kamm, Thomas Gehring, Ulrike Gote, Jürgen Mistol, Gisela Sengl, Markus Ganserer, Dr. Chris-tian Magerl, Thomas Mütze und Fraktion (BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN); Drucksache 17/19248; 29.11.2017
- LT BW 2014 Landtag Baden-Württemberg; Empfehlung der Strahlenschutzkommission zu Planungsgebieten für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernkraftwerken; Antrag der Abg. U. Lusche u. a. CDU und Stellungnahme des Innenministeriums; 15. Wahlperiode, Drucksache 15/5014; 02.04.2014
- LT NDS 2018 Niedersächsischer Landtag: Evakuierungsradien an niedersächsischen Atomkraftwerken: Warum setzt die Landesregierung die Empfehlungen der Strahlenschutzkommission zum Katastrophenschutz nicht um? Antwort des Niedersächsischen Ministeriums für Inneres und Sport namens der Landesregierung; Anfrage der Abgeordneten Christian Meyer, Miriam Staudte, Meta Janssen-Kucz und Anja Piel (Bündnis 90/Die Grünen); Drucksache 18/288; 13.02.2018
- MAJER 2013 Dieter Majer: Gutachterliche Stellungnahme zur Gefährlichkeit des Atomkraftwerkes Brokdorf; erstellt im Auftrag von ausgestrahlt; 07.02.2013
- MIT 2015 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/
- NEUMANN 2010: Wolfgang Neumann, (intac GmbH), Oda Becker: Stellungnahme über Sicherheitsprobleme älterer Atomkraftwerke, Beispiel Isar 1 im Auftrag von Bündnis 90 / Die Grünen im Bayerischen Landtag, Hannover, Januar 2010
- NMU 2014 Niedersächsisches Ministerium für Umwelt, Energie und Klimaschutz (NMU): Stand der Umsetzung der Maßnahmen aus BMU-Nachrüstliste und Nationalem Aktionsplan (EU-Stresstest) im Kernkraftwerk Grohnde (KWG); Hannover, 10.02.2014
- NMU 2017 Niedersächsisches Ministerium für Umwelt, Energie und Klimaschutz (NMU): Atomaufsicht und Strahlenschutz in Niedersachsen, Bericht für das Jahr 2016 (Stichtag der Angaben: 31.12.2016), Hannover, 23.08.2017
- NMU 2017a Schriftsatz des Niedersächsischen Ministeriums für Umwelt, Energie und Klimaschutz (NMU), Verwaltungsrechtsache 7 KS 82/15, 22.05.2017
- NMU 2018 Niedersächsischen Ministerium für Umwelt, Energie, Bauen und Klimaschutz: Kernkraftwerk Grohnde nach Revision wieder am Netz. Pressemitteilung Nr. 35/2018; 22.03.2018
- NÜNIGHOFF 2015: The Revision of the German Regulations in the Light of Developments in the EU and Worldwide; Priv.-Doz. Dr.-Ing. Kay Nünighoff, (GRS), 7th May 2015; 46th Annual Meeting on Nuclear Technology 2015, Berlin, 6.-8. Mai 2015
- NOZ 2016 Neue Osnabrücker Zeitung: Analyse geht von bis zu 1000 Toten aus Behörden simulieren Super-GAU in Niedersachsen; 26.04.2016 <https://www.noz.de/deutschland-welt/niedersachsen/artikel/704446/behorden-simulieren-super-gau-in-niedersachsen#gallery%260%260%26704446>
- NOZ 2018 Neue Osnabrücker Zeitung: Notfallpläne für Atomunfall in Niedersachsen sind veraltet; 23.2.2018; <https://www.noz.de/deutschland-welt/niedersachsen/artikel/1024302/notfallplaene-fuer-atomunfall-in-niedersachsen-sind-veraltet>
- NTI 2016 Nuclear Threat Initiative: Nuclear Security Index 2016; <http://ntiindex.org>

- PAULY 2014 Jan Pauly (E.ON): Widersprüche oder gar Willkür im nuklearen Katastrophenschutz? Empfehlung der Strahlenschutzkommission zu den Planungsradien für den Notfallschutz; atw Volume 59, Issue 5; May 2014.
http://www.kernenergie.de/kernenergie-wAssets/docs/fachzeitschrift-atw/2014/atw2014_05_pauly_SSK.pdf
- RENNEBERG 2010: Renneberg Consult UG: Die Atomgesetznovelle und das Nachrüstungsprogramm der Bundesregierung. Gutachtliche Stellungnahme im Auftrag der Bundestagsfraktion von Bündnis 90 / Die Grünen, www.atomsicherheit.de, Bonn, Oktober 2010
- RSK 2011 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima 1 (Japan); RSK-Stellungnahmen, 11.-14.05.2011; www.rskonline.de
- RSK 2012 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke; 26./27.09.2012; www.rskonline.de
- RSK 2013 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Einschätzung der Abdeckung extremer Wetterbedingungen durch die bestehende Auslegung; Stellungnahme; 06.11.2013
- RSK 2013a Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): DWR-Neutronenflussschwankungen, RSK-Stellungnahme; 11.04.2013
- RSK 2013b Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): RSK-Verständnis der Sicherheitsphilosophie; RSK-Stellungnahme; 29.08.2013
- RSK 2014a Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Der RSK-Leitfaden für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen im Vergleich zum VGB-Leitfaden Ganzheitliche Ereignisanalyse; RSK – Stellungnahme; 22.05.2014
- RSK 2015a Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Anforderungen an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung; RSK-Empfehlung; 09.12.2015
- RSK 2015b Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Wasserstofffreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter; RSK-Empfehlung; 15.04.2015
- RSK 2015c Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Verformungen von Brennelementen in deutschen Druckwasserreaktoren (DWR); RSK-Stellungnahme; 18.03.2015
- RSK 2016a Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Schäden an BE-Zentrierstiften und Kernbauteilen“. RSK-Stellungnahme; 18.05.2016
- RSK 2016b Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Aspekte der Ermittlung des standortspezifischen Bemessungshochwassers; RSK-Stellungnahme; 10.02.2016
- RSK 2016c Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Monitoring von Know-how- und Motivationsverlust und geeignete Maßnahmen zur Stärkung von Motivation und Know-how-Erhalt in der deutschen Kernenergiebranche; RSK-Stellungnahme; 03.11.2016)
- RSK 2016d Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Aspekte der Ermittlung des standortspezifischen Bemessungshochwassers; RSK-Stellungnahme; 10.02.2016
- RSK 2016e Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Blitze mit Parametern oberhalb der normten Blitzstromparameter; RSK-Stellungnahme; 03.11.2016
- RSK 2017 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Bewertung der Umsetzung von RSK-Empfehlungen im Nachgang zu Fukushima; RSK-Stellungnahme; 06.09.2017
- RSK 2017b Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Zusammenfassende Stellungnahme der RSK zu zivilisatorisch bedingten Einwirkungen, Flugzeugabsturz; Teilbericht: Festlegung der Lastannahmen und Bewertung der Konvoi-Anlagen; RSK-Stellungnahme; 06.12.2017)

- SCHUTZKOMMISSION 2014: Schutzkommission beim Bundesministerium des Innern: Stellungnahme der Schutzkommission zur Umsetzung der Erfahrungen aus Fukushima für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen in Deutschland; Februar 2014 <http://www.schutzkommission.de/SharedDocs/Downloads/SK/DE/Publikationen/Sonstige%20Downloads/Stellungnahme%20Fukushima.html>
- SH 2018 Landesportal Schleswig-Holstein: Fragen und Antworten zum Stillstand des Kernkraftwerks Brokdorf 2017, Überhöhte Oxidschichtdicken an Brennstäben, 2018; http://www.schleswig-holstein.de/DE/Fachinhalte/R/reaktorsicherheit/faq_KKW_Brokdorf_Stillstand.html
- SSK 2014 Strahlenschutzkommission: Planungsgebiete für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernkraftwerken, Empfehlung verabschiedet in der 268. Sitzung der SSK am 13./14. Februar 2014; www.ssk.de/SharedDocs/Beratungsergebnisse_PDF/2014/Planungsgebiete.pdf?__blob=publicationFile
- SSK 2015 Strahlenschutzkommission: Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen; Empfehlung der Strahlenschutzkommission; 19./20. Februar 2015; https://www.ssk.de/SharedDocs/Beratungsergebnisse_PDF/2015/Rahmenempfehlungen_Katastrophenschutz.pdf?__blob=publicationFile
- SZ 2014 Stuttgarter 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>
- TAGESSPIEGEL 2017: Der Tagesspiegel: Strenge Auflagen für das Atomkraftwerk Brokdorf; 17.07.2017; <http://www.tagesspiegel.de/politik/atomkraft-strenge-auflagen-fuer-das-atomkraftwerk-brokdorf/20072342.html>
- TAZ 2015 TAZ: Absturzgefahr Atomkraft; Greenpeace klagt gegen Atomkraftwerk, Absturzgefahr Atomkraft 25.08.2015; <http://www.taz.de/!5222436/>
- UMWELTBUNDESAMT 2017: Fachstellungnahme zum UVP-Verfahren Abbau des Kernkraftwerks Gundremmingen B (KRB II Block B); Oda Becker; erstellt im Auftrag des Bundesministeriums für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft; REPORT; REP-0603; Wien, Februar 2017
- WAEDT 2017 Karl Waedt (AREVA): Neuere Entwicklungen der nuklearen Sicherheit hinsichtlich Cybersicherheit. Jahrestagung Kerntechnik; Frankfurt/Main; 6. bis 8. Mai 2014
- WDR 2018 Monitor: AKW Tihange deutlich gefährlicher als bislang bekannt; 01.02.2018; <https://www1.wdr.de/daserste/monitor/extras/pressemeldung-tihange-100.html>
- WEISS 2016 Wolfgang Weiss (frühere Chef der UNSCEAR): Fukushima – Was sind die Konsequenzen für den Strahlenschutz? Jahrestagung Kerntechnik 2016
- WENISCH 2012 Wenisch, A.; Becker, O. Lorenz, P.: Critical Review of the EU Stress Test performed on Nuclear Power Plants; commissioned by Greenpeace, Wien, Hannover, May 2012
- WENRA 2013 Report Safety of new NPP designs; Study by Reactor Harmonization Working Group (RHWG); March 2013; http://www.wenra.org/media/filer_public/2013/08/23/rhwg_safety_of_new_npp_designs.pdf

WILLSCHÜTZ 2017 H.-G. Willschütz (Preussen Elektra): Einführung und Erfahrung mit der Einführung der SAMGs; Jahrestagung Kerntechnik; 2017