

Atomstrom 2013:

Sauber, sicher, alles im Griff?

*Aktuelle Probleme und Gefahren bei deutschen
Atomkraftwerken*

Stand: März 2013

Verfasst von Oda Becker, unter Mitarbeit von Adhipati Y. Indradiningrat (Kapitel 8.1)

Erstellt im Auftrag des BUND

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung	3
2 BMU-Nachrüstliste	4
3 Sicherheitsüberprüfungen nach Fukushima	4
3.1 RSK-Sicherheitsüberprüfung	4
3.2 Der EU-Stresstest	5
4 Grenzen von Nachrüstungen	6
5 Sicherheitsdefizite	7
5.1 Erdbebenschutz	7
5.2 Hochwasserschutz	9
5.3 Extremwetterereignisse	10
5.4 Ringraum-Überflutung	11
5.5 Ausfall der Stromversorgung	11
5.6 Ausfall der Nachkühlkette	12
5.7 Brennelement-Lagerbecken	13
5.8 Notfallmaßnahmen	15
6 Gefahr: Brände	15
7 Gefahr: Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)	17
8 Gefahr: Alterung	19
8.1 Folgeprobleme	21
8.2 Fertigungsfehler	29
8.3 Alterung der Sicherheitsanalysen	30
9 Gefahr: Sicherheitskultur	30
10 Gefahr: Fachkräftemangel	33
11 Terrorgefahr	34
11.1 Gezielter Flugzeugabsturz	34
11.2 Bodenangriffe	36
11.3 Cyberattacken	37
12 Schwere Unfälle	38
12.1 Unfallhäufigkeiten	38
12.2 Möglicher Unfallablauf	39
13 Katastrophenschutz	40
14 Fazit	42
15 Literatur	43

1 Einleitung

Im sogenannten Atomkonsens vom 14. Juni 2000 zwischen Energieversorgungsunternehmen und der damaligen rot-grünen Bundesregierung wurde der Ausstieg aus der Atomenergie beschlossen und es wurden für jedes Atomkraftwerk Elektrizitätsmengen (sogenannte Reststrommengen) festgelegt, die noch produziert werden dürfen. In den folgenden 10 Jahren wurden jedoch nur zwei Atomkraftwerke endgültig abgeschaltet¹. Mit einer erneuten Änderung des Atomgesetzes (8. Dezember 2010) wies die neue Bundesregierung den 17 noch betriebenen Atomkraftwerken zusätzliche Elektrizitätsmengen zu, wobei sich die Laufzeiten für die ältesten Anlagen um etwa acht Jahre und für die anderen um etwa 14 Jahre verlängert hätten.

Die Unfälle im AKW Fukushima Daiichi im März 2011 führten zu einer Neubewertung der Nutzung der Kernenergie. Mit Inkrafttreten des erneut geänderten Atomgesetzes verloren acht Atomkraftwerke die weitere Berechtigung zum Leistungsbetrieb.² Für die neun anderen Atomkraftwerke wurden noch zu produzierende Elektrizitätsmengen und zusätzlich Termine für die endgültige Abschaltung festgelegt. Die Termine sind:

- 31.12.2015 Grafenrheinfeld;
- 31.12.2017 Gundremmingen B;
- 31.12.2019 Philippsburg-2;
- 31.12.2021 Grohnde, Gundremmingen C und Brokdorf;
- 31.12.2022 Isar-2, Emsland und Neckarwestheim-2.

Im Kapitel 2 wird die sogenannte BMU-Nachrüstliste und in Kapitel 3 die im Nachgang zu dem Unfall in Fukushima erfolgten Sicherheitsüberprüfungen vorgestellt. Bevor in Kapitel 5 die in diesen Sicherheitsüberprüfungen festgestellten Sicherheitsdefizite diskutiert werden, werden die Grenzen der von Nachrüstungen aufgezeigt (Kapitel 4). Anschließend werden weitere Gefahren und Probleme der deutschen Atomkraftwerke dargestellt: Brände (Kapitel 6), gemeinsam verursachte Ausfälle (Kapitel 7), Alterung (Kapitel 8), Sicherheitskultur (Kapitel 9), Fachkräftemangel (Kapitel 10), Terrorgefahr (Kapitel 11). Daran anschließend wird in Kapitel 12 das Risiko eines schweren Unfalls erläutert und die Defizite in den Katastrophenschutzplänen gegenübergestellt (Kapitel 13). Abschließend wird in Kapitel 14 ein Fazit gezogen.

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

¹ Stade (November 2003) und Obrigheim (Mai 2005)

² Biblis A und B, Neckarwestheim 1, Brunsbüttel, Isar 1, Unterweser, Philippsburg 1 und Krümmel

2 BMU-Nachrüstliste

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

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

An der Nachrüstliste wurde 2010 von Sicherheitsexperten viel Kritik geäußert (siehe z. B. [RENNEBERG 2010]), von denen einige Punkte immer noch zutreffen. So sei das Anforderungsniveau zu niedrig und die Anforderungen seien zu allgemein formuliert. Zum Teil würden lediglich Anforderungen formuliert, die entsprechenden Nachrüstungen müssten jedoch noch entwickelt werden. Die Liste enthalte keinen Bezug zum nationalen Regelwerk oder zu internationalen Sicherheitsnormen. Zudem sei aus den generellen Formulierungen nicht erkennbar, welche Anlagen jeweils betroffen sind.

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

In dieser Studie werden die Anforderungen/Maßnahmen der Nachrüstliste in den entsprechenden Kapiteln diskutiert.

3 Sicherheitsüberprüfungen nach Fukushima

Im März 2011 verdeutlichten die Unfälle im japanischen AKW Fukushima Dai-ichi, dass schwere Unfälle mit gravierenden radioaktiven Freisetzungen auch heutzutage und auch in einem westlichen Industrieland möglich sind.

Die Unfälle veranlassten eine nationale (RSK-Sicherheitsüberprüfungen) und eine europäische Sicherheitsüberprüfung (Europäische Stresstests) der deutschen Atomkraftwerke. Deren Ergebnisse werden im Folgenden diskutiert. Dabei geht es weniger um eine systematische Darstellung aller Ergebnisse als um die Erläuterung relevanter Sicherheitsaspekte.

3.1 RSK-Sicherheitsüberprüfung

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) führte unmittelbar nach dem Reaktorunfall von Fukushima eine Sicherheitsüberprüfung der deutschen Atomkraftwerke durch und bereits in ihrer Stellungnahme

vom 17. Mai 2011 wurden erste Maßnahmen empfohlen [RSK 2011]. Im September 2012 schloss die RSK die Sicherheitsüberprüfung weitgehend ab und veröffentlichte den erforderlichen Nachrüstbedarf in ihrer Empfehlung vom 26./27.09.2012 [RSK 2012].

Die Sicherheitsüberprüfungen zu den Themen „Absturz von Verkehrsflugzeugen“ und „Extreme Wetterbedingungen“ sind noch nicht abgeschlossen [RSK 2012].

Die RSK hält eine systematische Analyse von auslegungsüberschreitenden Einwirkungen von außen (EVA) oder innen (EVI) für erforderlich. Laut RSK ist es dabei zielführend, die Auswirkungen auch unwahrscheinlicher, aber noch nicht „praktisch ausgeschlossener“ Einwirkungen auf Sicherheits- oder Notstandseinrichtungen zu analysieren und abzuschätzen. Es ist auch zu bewerten, inwieweit bestehende Vorsorgemaßnahmen zur Vermeidung auslegungsüberschreitender Zustände auch bei den erhöhten Einwirkungen wirksam bleiben. Dazu muss z. B. die Widerstandsfähigkeit der gesamten Kette vom Dieselaggregat über Schaltanlagen bis hin zu Kabeltrassen etc. gegenüber der jeweiligen auslegungsüberschreitenden Einwirkung betrachtet werden [RSK 2012].

Die Überlegungen der RSK betreffen mögliche Ausfälle in Sicherheitseinrichtungen infolge

- auslegungsüberschreitender Einwirkungen auf die Sicherheitseinrichtungen bei a) naturbedingten Ereignissen, b) unterstelltem Versagen von Vorsorgemaßnahmen gegen interne Einwirkungen und c) zivilisatorisch bedingten Ereignissen,
- auslegungsüberschreitender Annahmen zu übergreifend unterstelltem Versagen in Sicherheitseinrichtungen nicht aufgrund der vorstehend genannten Einwirkungen, sondern aufgrund nicht spezifizierter Ursachen - „GVA³-Postulat“ (siehe Kapitel 7).

Die RSK definierte für die verschiedenen möglichen Einwirkungen aufbauend auf einem Basislevel drei durch unterschiedlich hohe Sicherheitsanforderungen gekennzeichnete Robustheitslevels. Die RSK-Experten halten es für angemessen, dass mindestens Robustheitslevel 1 angestrebt wird [RSK 2012]. Dies ist für Grafenrheinfeld, Gundremmingen B/C, Philippsburg-2, Grohnde, Emsland und Isar-2 hinsichtlich Erdbebenschutz und für Grafenrheinfeld, Gundremmingen B/C, Brokdorf, Philippsburg-2, Grohnde und Neckarwestheim-2 hinsichtlich Hochwasserschutz nicht gegeben [RSK 2011].

3.2 Der EU-Stresstest

Als Reaktion auf die katastrophalen Unfälle im AKW Fukushima entschied das Europäische Parlament noch im März 2011, alle europäischen Reaktoren einer transparenten Sicherheitsüberprüfung (Stresstests) zu unterziehen. 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]. Die ENSREG veröffentlichte am 13. Mai 2011 eine Anforderungsspezifikation, nach der alle Kernkraftwerke in Europa ihre Robustheit gegenüber extremen äußeren Einwirkungen

³ Gemeinsam verursachter Ausfall

(Topic 1), bei Verlust von Sicherheitsfunktionen (Topic 2) und die vorhandenen Maßnahmen bei schweren Unfällen (Topic 3) bewertet wurden.

Unstrittig ist, dass wichtige Sicherheitsaspekte (wie das Alter und die Sicherheitskultur) der Atomkraftwerke im Rahmen des Stresstests nicht betrachtet wurden. Kritisiert wurde auch, dass die involvierten Experten nicht unabhängig waren und vor allem, dass nicht definiert wurde, welchen Sicherheitslevel die Reaktoren erreichen sollten bzw. müssen [WENISCH 2012]. Trotz aller Kritik lieferte der EU-Stresstest interessante Ergebnisse und weist für alle deutschen Atomkraftwerke auf Sicherheitsdefizite hin.

In der ersten Phase, die im Juni 2011 startete, führten die Betreiber der Atomkraftwerke eine Selbstbewertung ihrer Anlagen durch. Die Betreiberberichte lagen bis zum 31.10.2011 vor. In der zweiten Phase bewerteten die nationalen Aufsichtsbehörden die Betreiberberichte und überreichten dann zum 31.12. 2011 die nationalen Berichte zu einem Peer Review an die ENSREG. Für jedes teilnehmende Land wurde ein Country Peer Review Report mit konkreten Empfehlungen und Erkenntnissen erstellt. Aus den Erkenntnissen aller Überprüfungen wurde ein Gesamtbericht zum EU-Stresstest erstellt. In Ergänzung hierzu gab ENSREG eine Zusammenfassung der wesentlichen Empfehlungen und „*Compilation of Recommendations and Suggestions from the Review of the European Stress Test*“ heraus. Im Oktober 2012 veröffentlichte die Europäische Kommission einen Bericht über den EU-Stresstest. Alle Ergebnisse und Berichte zum EU-Stresstest sind im Internet unter <http://www.ensreg.eu/eu-stress-tests> zugänglich.

Zum Jahresbeginn 2013 ist der EU-Stresstest in die entscheidende Phase gekommen, nationale Aktionspläne zur Behebung der festgestellten Sicherheitsdefizite wurden erstellt.

Nach der Durchführung des Europäischen Stresstests beschloss die ENSREG im Juli 2012, dass alle teilnehmenden Staaten auf der Basis der Ergebnisse des Stresstest bis zum Jahresende 2012 nationale Aktionspläne erstellen und veröffentlichen sollen. Auf einem gemeinsamen Workshop im April 2013 sollen die teilnehmenden Staaten ihre Pläne erläutern und den Stand der Umsetzung der Ergebnisse des europäischen Stresstests darlegen. Ziel ist es, dass sich die teilnehmenden Staaten – unter Beibehaltung ihrer nationalen Verantwortlichkeit für die nukleare Sicherheit – gegenseitig auf einen möglichst harmonisierten Stand der Risikominderung gegenüber extremen Ereignissen in Atomkraftwerken verständigen [BMU 2013].

Der deutsche Aktionsplan wurde vom Bundesumweltministerium gemeinsam mit den atomrechtlichen Behörden der Länder und unter Mitwirkung der AKW-Betreiber erstellt. Grundlage hierfür ist auch die Sicherheitsüberprüfung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) [BMU 2013].

4 Grenzen von Nachrüstungen

Die BMU-Nachrüstliste und der Nationale Aktionsplan zeigen die vorhandenen Schwachstellen und Sicherheitsdefizite von deutschen Atomkraftwerken. Davon sollen einige im Folgenden diskutiert werden. Da sowohl in der BMU-Nachrüstliste als auch im nationalen Aktionsplan meist nur sehr allgemeine Anforderungen formuliert sind, hängt es von der Aufsichtsbehörde ab, wie sie diese konkretisiert, d.h. in welchem Umfang und mit welchen Fristen sie Überprüfungen und Maßnahmen fordert.

Theoretisch bieten die Nachrüstliste und der Nationale Aktionsplan der Aufsichtsbehörde die Möglichkeit, in gewissem Rahmen erforderliche sicherheitstechnische Verbesserungen durchzusetzen. Die Betreiber von Atomkraftwerken sind laut Atomgesetz dazu verpflichtet, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zum Schutz von Leben und Gesundheit „erforderliche Vorsorge“ gegen Schäden zu gewährleisten. Was „erforderlich“ ist, wird aber nicht nur von sicherheitstechnischen Kriterien bestimmt, sondern auch von wirtschaftlichen. Eine Nachrüstung kann die zuständige Aufsichtsbehörde nur unter Beachtung des Verhältnismäßigkeitsprinzips erzwingen. Der bestehende Beurteilungs- und Ermessensspielraum wurde bisher von der zuständigen Landesatomaufsicht in unterschiedlicher Weise ausgeübt. Kriterium für die Angemessenheit ist die Zumutbarkeit für den Betreiber und nicht der Schutz der Bevölkerung [BUND 2009].

Sicherheitstechnisch erforderliche Nachrüstungen erfolgen – wenn überhaupt – in der Regel alles Andere als umgehend. Auch wenn die Hürden technisch machbar und wirtschaftlich verhältnismäßig nach Jahren überwunden sind, wird eine Nachrüstung im seltenen Fall sofort umgesetzt. Bisher war es Praxis der Betreiber, Nachrüstungen über Jahre verteilt in der geplanten Stillstandzeit für Revision/Brennelementwechsel durchzuführen, um wirtschaftliche Einbußen durch zusätzliche Stillstandzeiten zu vermeiden. Ein Tag Stillstand eines AKWs bedeutet Gewinneinbußen von 0,5 bis 1 Million Euro.

Grundsätzlich ist auch zu bedenken, dass Nachrüstungen nicht automatisch den sicherheitstechnischen Zustand verbessern, sie können zunächst auch negative Auswirkungen haben. Die Ausfallrate von Komponenten ist statistisch gesehen zu Beginn durch Fehler bei Fertigung und Montage hoch. Um diesem Trend so weit wie möglich entgegen zu wirken, wären strenge Auflagen zur Qualitätssicherung erforderlich. Dass dies zurzeit nicht der Fall ist, zeigt die Auswertung der aktuellen meldepflichtigen Ereignisse (siehe Kapitel 8.1).

Werden die sicherheitstechnisch erforderlichen Nachrüstungen dann nach vielen Jahren umgesetzt, sind diese Maßnahmen unter Umständen fehlerhaft (Kapitel 8.1) oder haben gar negative Auswirkungen (GVA-Phänomen, siehe Kapitel 7).

5 Sicherheitsdefizite

Im Folgenden werden die in den Sicherheitsüberprüfungen festgestellten Sicherheitsdefizite dargestellt.

5.1 Erdbebenschutz

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

Grohnde z. B. ist nicht nur gegen ein geringere Bodenbeschleunigung ausgelegt als nach internationalem Stand von Wissenschaft und Technik gefordert, die letzte Bewertung der Erdbebengefährdung fand vor rund 15 Jahren (1998) statt [BMU 2011]. Die Doppelblockanlage Gundremmingen ist zwar gegen ein Erdbeben mit einer Bodenbeschleunigung von 0,1 g ausgelegt, die letzte Bewertung war allerdings 1993 und ist somit komplett veraltet [WENISCH 2012].

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

Die Bewertung der einzelnen Anlagen nimmt die RSK daher vorbehaltlich einer neuen Einstufung im Sinne einer Höherstufung der Erdbebengefährdung vor. Dennoch erreichen sieben Anlagen (Gundremmingen B und C, Grafenrheinfeld, Grohnde, Isar-2, Philippsburg-2, Emsland) nicht einmal Level 1. Die RSK hält das Erreichen von Level 1 nur für möglich (Einhaltung der Schutzziele bei einer um eine Intensitätsstufe erhöhten Intensität des Erdbebens). Diese sieben Anlagen können keine Auslegungsreserven hinsichtlich Erdbeben nachweisen. Gleichzeitig muss aber berücksichtigt werden, dass es sich dabei nicht um Auslegungsreserven für hypothetische Erdbeben handelt, sondern um nach neueren Erkenntnissen mögliche Erdbeben. Daher besteht an dieser Stelle dringender Handlungsbedarf.

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

Der Aktionsplan fordert speziell 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 Grafenrheinfeld, Brokdorf⁴, Isar-2 und Grohnde ist laut Aktionsplan in 2013 eine systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitendem Erdbeben geplant Wann dann ggf. Nachrüstungen folgen, ist noch nicht bekannt.

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

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

⁴ In Brokdorf soll zudem eine seismische Instrumentierung installiert werden.

weitere Betrachtung der Notfallmaßnahmen, bzw. den dadurch offenkundig werdenden Schwachpunkten anzuzweifeln.

Zu bedenken ist auch, dass der Sicherheitszustand auf dem Papier nicht zwangsläufig dem real vorhandenen Sicherheitszustand entspricht. Ein Beispiel dafür sind die fehlerhaft installierten Dübel in mehreren deutschen Atomkraftwerken, z. B. in Grohnde (siehe Kapitel 8.1). Zwar wurde der Erdbebenschutz gemäß den Anforderungen nachgerüstet, da die Umsetzung aber fehlerhaft war, liegt der theoretisch vorhandene Sicherheitszustand praktisch nicht vor.

5.2 Hochwasserschutz

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

Die RSK weist auch darauf hin, dass bei mehreren Anlagen die Zugänglichkeit des Anlagengeländes bei den hier betrachteten Wasserständen eingeschränkt ist und bei einigen Anlagen das Gelände bereits beim Bemessungshochwasser überflutet ist (z. B. Gundremmingen, Grohnde, Neckarwestheim,). Die RSK empfiehlt in solchen Fällen, im Aufsichtsverfahren die Gewährleistung der Sicherheit bei einem länger andauernden Hochwasser zu überprüfen. Die RSK weist auch darauf hin, dass aufgrund fehlender Angaben der Schutz von Kanälen und die Aufschwimmsicherheit von Gebäuden nicht betrachtet werden konnte.

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

Der angegebene Bemessungswasserstand liegt auch in Neckarwestheim-2 oberhalb des Anlagengeländes, d.h. das Anlagengelände würde überflutet. Die Schutzhöhe der Gebäude ist statt gegen die für die Einhaltung von Level 1 geforderte 1,5-fache Abflussmenge nur gegen die 1,13-fachen Abflussmenge ausgelegt und hat so geringe Reserven. Das scheint auch die RSK so zu sehen, denn sie schließt den Nachweis für Level 2 und 3 explizit aus und hält höchstens das Erreichen von Level 1 für möglich.

Auch in Gundremmingen ist der Auslegungshochwasserstand oberhalb des Anlagenniveaus, das heißt selbst bei einem zu erwartenden seltenen Hochwasserereignis ist das Anlagengeländer bereits über-

schwemmt. Starkregenfälle werden vom Betreiber nicht berücksichtigt, da sie nicht erwartet werden (siehe Kapitel 5.3).

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

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

- Laut Aktionsplan sollte in Neckarwestheim-2 und Philippsburg-2 eine Prüfung der Verfügbarkeit von Gerätschaften bei Hochwasser erfolgen.
- Für Brokdorf, Grafenrheinfeld, Isar-2 und Grohnde soll eine systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitendem Hochwasser (Zielsetzung: Sicherstellung der vitalen Funktionen) erfolgen. Wann daraus ggf. Nachrüstungen resultieren, ist nicht bekannt.
- Für Grohnde, Gundremmingen und Isar-2 sollte eine Überprüfung und Verbesserung des Hochwasserschutzes in 2012 erfolgen, für Brokdorf soll dieses 2013 geschehen.
- Für Gundremmingen B/C wurden Boote zur Verbesserung der Zugänglichkeit des Anlagengeländes bei Hochwasser beschafft.

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

5.3 Extremwetterereignisse

Spezielle Bewertungen von extremen Wetterereignissen jenseits der Auslegung wurden bisher 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 [BMU 2011].

Im deutschen Stresstest-Bericht weist das BMU darauf hin, dass mehrere Forschungsprojekte in Auftrag gegeben wurden, um mögliche Auswirkungen von Extremwetterbedingungen zu untersuchen [BMU 2011]. Die RSK berät zu dem Thema noch, weshalb es noch Jahre dauern kann, bis Extremwetterereignisse angemessen berücksichtigt werden.

Dabei ist zu bedenken, dass sich durch den Klimawandel Häufigkeit und Intensität von Extremwetterereignissen ändern. Änderungen wurden teilweise schon beobachtet, zum Beispiel stieg die Häufigkeit und Intensität von Hitzewellen und Starkniederschlägen [IPCC 2007].

5.4 Ringraum-Überflutung

Im Reaktorgebäude außerhalb des Sicherheitsbehälters, im sogenannten Ringraum, befindet sich auf einer der unteren Ebenen eine Vielzahl sicherheitstechnischer Einrichtungen (z. B. Pumpen für das Not- und Nachkühlsystem), die für die Kühlung des Reaktorkerns erforderlich sind. Die redundanten, d. h. die mehrfach vorhandenen, Sicherheitssysteme sind dort jedoch nicht, wie in anderen Bereichen der Anlagen, durch physische Barrieren unterteilt. Das Störfallbeherrschungskonzept sieht bisher vor, dass Lecks erkannt und abgesperrt werden und allenfalls Fluthöhen erreicht werden, die nicht zum Ausfall der sicherheitstechnischen Einrichtungen führen.⁵ Wird allerdings diese Fluthöhe überschritten, besteht ein „Cliff-Edge“-Effekt dahingehend, dass ein Ausfall der Kühlung des Reaktorkerns und des Brennelementlagerbeckens resultieren kann [RSK 2011, 2012].

Im Aktionsplan ist folgende Maßnahme gefordert (N16): *Es soll geklärt werden, welchen Einfluss eine auslegungsüberschreitende Ringraumüberflutung mit einer Überflutungshöhe von 2 m auf der unteren Ringraumbene auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen hat, insbesondere bzgl. Messumformern und weiteren elektrischen und leittechnischen Einrichtungen. Zudem ist darzustellen, welche Maßnahmen je nach Betriebsphase im Einzelnen gesichert zur Verfügung stehen, um unzulässige Ausfälle zu vermeiden.* [BMU 2013]

In Brokdorf, Grafenrheinfeld, Isar-2 und Grohnde ist eine „Systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitender Ringraumüberflutung“ in Arbeit. Wann dann ggf. Nachrüstungen erfolgen, ist nicht angegeben. Daher besteht bei den genannten Anlagen die Gefahr einer Kernschmelze als Folge dieses Ereignisses.⁶

5.5 Ausfall der Stromversorgung

Ein Atomkraftwerk erzeugt nicht nur Strom, es ist auch selber auf eine zuverlässige Stromversorgung angewiesen (insbesondere für Leittechnik und Sicherheitssysteme). Deshalb verfügen Atomkraftwerke über eine mehrfache Netzanbindung. Fallen diese aus und gelingt die Umschaltung auf Eigenbedarfsversorgung nicht, soll die Notstromversorgung, die aus Notstromdieseln gespeist wird, einspringen.

Erfahrungen zeigen, dass das Notstromsystem störungsanfällig ist. Im Jahr 2009 betrafen 19 der 103 meldepflichtigen Ereignisse das Notstromsystem (2010: 16 von 80; 2011: 13 von 104).

Ereignisse im Notstromfall betrafen in 2012 neben den in Kapitel 8.1 aufgelisteten Ereignissen E21, E22 und E27 in Philippsburg-2 folgende Ereignisse:

- Nichtöffnen eines Kuppelschalters bei der Wiederkehrenden Prüfung (Philippsburg-2; 04.05.2012; 12/025): Im Leistungsbetrieb öffnete sich bei einer Wiederkehrenden Prüfung der Umschaltung der Notstromversorgung vom Notstromnetz 1 auf das Notstromnetz 2 ein Kuppelschalter zwischen den beiden Notstromnetzen nicht wie vorgesehen. Der Kuppelschalter

⁵ Um deren Funktion gegen eine vordefinierte Überflutungshöhe abzusichern, sind Komponenten (z. B. Pumpen) auf Sockeln installiert.

⁶ Der Aktionsplan enthält keine Angaben für Neckarwestheim-2, Philippsburg-2 und Emsland; der Grund ist nicht bekannt. (Gundremmingen B/C ist als Siedewasserreaktor nicht betroffen.)

und eine Elektronikbaugruppe in der Ansteuerung des Schalters wurden vorsorglich ausgetauscht. Die Ursachenklärung dauert noch an. Das Nichtöffnen des Kuppelschalters hätte keine Auswirkungen auf die Umschaltung, da diese durch einen zweiten Schalter gewährleistet gewesen wäre. Über das Notstromnetz 2 werden die sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher im Falle von Einwirkungen von außen oder bei Störungen in einzelnen der 4 Redundanzen des Notstromnetzes 1 (z. B. Ausfall eines Notstromdiesels) versorgt.

- Funktionsstörung des 380-V-Einspeiseschalters einer Notstromschiene bei wiederkehrender Prüfung (Gundremmingen B; 08.11.2012; 12/070): Die Anlage befand sich im Leistungsbetrieb. Bei einer Wiederkehrenden Prüfung im Leistungsbetrieb schaltete sich der Niederspannungs-Leistungsschalter zur Versorgung einer 380-V-Notstromschiene fehlerhaft wieder "AUS". Der Schalter wurde ausgetauscht. Die Ursachenklärung am ausgebauten Schalter ist noch nicht abgeschlossen. Die an diese Notstromschiene angeschlossenen Verbraucher waren für einen kurzen Zeitraum nicht verfügbar. Dies betraf vor allem Armaturen des sicherheitstechnisch wichtigen Durchdringungsabschlusses des Sicherheitsbehälters, der bei einem Kühlmittelverluststörfall zum Einschluss der radioaktiven Stoffe benötigt wird. Der Durchdringungsabschluss wäre durch die jeweils zweiten, von anderen 380-V Notstromschienen versorgten Armaturen hergestellt worden.

Der Aktionsplan stellt aufgrund des nicht auszuschließenden Ausfalls der Stromversorgung folgende Anforderungen (N1 und N2): *Bei einem Station-Blackout (SBO) muss die Anlage in einem abgeschalteten Zustand unterkritisch gehalten und die Nachwärme für mindestens 10 Stunden mit den auf der Anlage verfügbaren Mitteln und dem Anlagenpersonal sicher abgeführt werden. Auch für Störfallinstrumentierung und die notwendigen Beleuchtung ist die Stromversorgung sicherzustellen.*

Für einen SBO sind Notfallmaßnahmen vorzusehen, mit denen innerhalb von 10 Stunden und mittels eines zusätzlichen Notstromaggregates eine Drehstromversorgung hergestellt werden kann. Zum Anschluss des Notstromaggregates müssen zwei räumlich getrennte Einspeisepunkte vorhanden sein, derart, dass möglichst einer der Einspeisepunkte auch bei auslegungsüberschreitenden Einwirkungen verfügbar bleibt. Das Notstromaggregat muss bei auslegungsüberschreitenden Einwirkungen insbesondere durch Erbeben und Überflutung und bei Zerstörungen der anlageninternen und externen Infrastruktur zum Einsatz gebracht werden können. [BMU 2013]

Noch laufen in allen Anlagen die Umsetzungen dieser Anforderungen, das heißt noch ist keine Anlage ausreichend geschützt.

5.6 Ausfall der Nachkühlkette

Bei Störfällen ist die Abfuhr der Nachzerfallswärme der Brennelemente im Reaktor und BE-Becken erforderlich, um eine Zerstörung des Reaktorkerns und der Aktivitätsbarrieren infolge von Überhitzung zu verhindern. Wesentlich für den Wärmetransport von den sicherheitstechnisch relevanten Kühlstellen zur Wärmesenke ist das Nebenkühlwassersystem. Dieses transportiert die Wärme, die vom Not- und Nachkühlsystem an das Zwischenkühlwassersystem abgegeben wurde, von dort über Wärmetauscher an die Primäre Wärmesenke (Nachkühlkette). Hierbei wird bei den meisten Anlagen

dieselbe Primäre Wärmesenke genutzt wie für die Hauptwärmesenke⁷. Die Primäre Wärmesenke ist überwiegend ein Vorfluter (Fluss oder Meer) [RSK 2012a].

Laut RSK zeigen die Betriebserfahrungen, dass ein nicht zu vernachlässigendes Potenzial im Hinblick auf den Ausfall der primären Wärmesenke besteht. Zu den wahrscheinlichsten Ursachen zählen Verstopfungen der Einlaufbauwerke durch Fremdstoffe und Eis sowie Ausfälle der Pumpenanlagen infolge von internen oder externen Überflutungen [RSK 2012a].⁸

Bei einem Ausfall der primären Wärmesenke im Leistungsbetrieb besteht bei allen DWR-Anlagen für mindestens mehrere Stunden eine Diversitäre Wärmesenke mittels Frischdampfabgabe in die Atmosphäre und Nachspeisung aus den gesicherten Notspeisewasservorräten. Im Nichtleistungsbetrieb (geöffneter Reaktordruckbehälter) stellt die Nachkühlkette alleinig die Nachwärmeabfuhr sicher; ein Ausfall der Primären Wärmesenke führt demzufolge zum Verlust der Brennelementkühlung [RSK 2012a].

Die zur Beherrschung von externen Ereignissen wie Flugzeugabsturz (FLAB) oder Explosionsdruckwellen vorhandenen Notnachkühlketten besitzen in der Regel gemeinsame Komponenten mit den Nebenkühlwassersystemen, z. B. die Wärmetauscher für den Wärmetransport von den Zwischenkühlkreisläufen zu den Nebenkühlwassersträngen (Nukleare Zwischenkühler) [RSK 2012a].

Eine Diversitäre Wärmesenke wäre unabhängig von der Primären Wärmesenke in der Lage, die Nachzerfallsleistung des Reaktors nach Abschaltung abzuführen. Diversitäre Konzepte nutzen z. B. eine andere Wärmesenke (Luft anstatt Wasser; Brunnen anstatt Fluss) als die Primäre Wärmesenke. Eine vollständige Diversität wird aber nur dann erreicht, wenn neben der Diversitären Wärmesenke auch für den Wärmetransport diversitäre Systeme (technisch oder funktional) zur Anwendung kommen [RSK 2012a].

Eine derartige diversitäre Wärmesenke, die einen Sicherheitsgewinn bringen würde, wird vom Aktionsplan nicht gefordert.

5.7 Brennelement-Lagerbecken

Im Lagerbecken befinden sich oft deutlich mehr Brennelemente als im Reaktorkern selbst. Auch diese müssen ständig gekühlt werden. In der Nachrüstliste wird für das Brennelement-Lagerbecken ein Kühlsystem gefordert, das unabhängig vom betrieblichen Not- und Nachkühlsystem ist (I c 1). Fällt dieses System aus, fällt nicht nur die Kühlung des Reaktorkerns, sondern auch die Kühlung der Brennelemente in den Lagerbecken aus. Daher wäre ein unabhängiges Kühlsystem sicherheitstechnisch sinnvoll. Bei Verlust der Kühlung drohen erhebliche Freisetzungen. Die Unfälle im japanischen

⁷ Die Hauptwärmesenke dient zur Abfuhr der bei der elektrischen Energieerzeugung anfallenden Verlustwärme und ist der Turbinenkondensator. Dem Wärmetransport von der Hauptwärmesenke dient das Hauptkühlwassersystem.

⁸ Bildung von biologischen Fremdkörpern in den Kühlwassersystemen, Beeinträchtigung der Wärmetauscherwirksamkeit infolge der Verschlechterung des Wärmeübergangs an den Wärmetauscherflächen (Ablagerungen, Fouling). Fehlendes Kühlwasser bzw. Blockierung der Zu- bzw. Abläufe als Folge ereignisbedingter äußerer Einwirkungen.

AKW Fukushima Daiichi haben diese Gefahr verdeutlicht. Inwieweit diese Anforderung überall umgesetzt wurde, ist nicht bekannt.

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

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

In keiner Anlage sind bisher die entsprechenden Maßnahmen vollständig umgesetzt.

- In Brokdorf, Emsland, Grafenrheinfeld, Isar-2, Grohnde und Gundremmingen soll in 2013 ein außerhalb des SHB zugänglicher, fest installierter Einspeisepfad in das BE-Becken geschaffen werden.
- In Neckarwestheim2 und Philippsburg-2 sind Maßnahmen zur Bespeisung des Brennelement-Lagerbeckens in 2012 geschaffen worden; weitere Optimierungen ohne Betreten bestimmter Raumbereiche sollen in 2013 erfolgen.
- In Grafenrheinfeld, Brokdorf, Isar-2 und Grohnde sollen in 2013 eine umfassende Analyse erstellt und Notfallmaßnahmen zum Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung bei auslegungsüberschreitenden Störfällen entwickelt werden.
- Für Gundremmingen B/C, Grafenrheinfeld, Brokdorf, Isar-2, Grohnde, Neckarwestheim-2 und Philippsburg-2 soll der Integritätsnachweis für die Strukturen des BE-Lagerbeckens für höhere Temperaturen in 2013 geführt werden.

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 und auch MOX-Brennelemente gelagert werden. Dadurch nehmen die potenziellen Folgen im Falle eines schweren Unfalls zu. MOX-Brennstoff enthält ein Mehrfaches an langlebigen alpha-Strahlern wie beispielsweise Americium-241. Die Strahlenbelastung durch Inhalation radioaktiver Stoffe oder durch kontaminierte Nahrungsmittel würde dadurch erhöht.

Ein weitere Problem besteht in Gundremmingen: Da die Brennelemente in Abklingbecken außerhalb des Sicherheitsbehälters, aber innerhalb des Reaktorgebäudes gelagert werden, besteht im Falle eines schweren Unfalles die Gefahr einer Wasserstoffexplosion. Daher ist im Aktionsplan (N7) gefordert, diese Gefahr zu überprüfen und ggf. in diesem Bereich vorzugsweise passiv wirkende Einrichtungen (z. B. katalytische Rekombinatoren) vorzusehen. Die Nachrüstung von derartigen Rekombinatoren im Bereich des BE-Lagerbeckens ist für 2013/2014 geplant [BMU 2013]

5.8 Notfallmaßnahmen

Mit den Notfallmaßnahmen sollen bei auslegungüberschreitenden Ereignissen und Szenarien in Atomkraftwerken gravierende Auswirkungen auf die Umgebung vermieden werden. Die RSK äußerte nach ihrer Sicherheitsüberprüfung direkt nach den Fukushima-Unfällen erhebliche Zweifel an der Durchführbarkeit der Notfallmaßnahmen [RSK 2011]. In ihrer aktuellen Empfehlung konkretisierte die RSK den Überprüfungs- und Nachrüstungsbedarf [RSK 2012].

Das ENSREG Peer Review Team kritisierte, dass im deutschen Stresstest-Bericht die Notfallmaßnahmen zwar ausführlich qualitativ beschrieben werden, aber Kommentare bzgl. der Funktionsfähigkeit und Durchführbarkeit in extremen Situationen fehlen [ENSREG 2012].

Der Aktionsplan forderte verschiedene Maßnahmen zur Sicherstellung von Notfallmaßnahmen in Ausnahmesituationen. Bisher sind noch in keiner Anlage die Analysen und Arbeiten abgeschlossen. Auch die Durchführbarkeit der wichtigen Notfallmaßnahmen „gefilterte Druckentlastung“ (filtered venting) sowie die primär- und sekundärseitige Druckentlastung sind noch nicht gewährleistet. Im Fall eines Kernschmelzunfalls ist ein Versagen des Sicherheitsbehälters, gleichbedeutend mit gravierenden Freisetzungen, nicht zu verhindern.

In der Nachrüstliste wird die Entwicklung von sogenannten Severe Accident Management Guidelines (SAMGs) gefordert (I c 10). In diesem Bereich hinkt Deutschland dem Stand von Wissenschaft und Technik hinterher. Interventionsmaßnahmen, die im Falle eines schweren Unfalls die Freisetzungen minimieren, müssen noch entwickelt werden. Dazu gehört auch die Bereitstellung des erforderlichen Equipments. In Deutschland hat man sich bisher vor allem darauf verlassen, dass ein schwerer Unfall nicht eintreten wird, auch weil er durch präventive Maßnahmen verhindert wird. Der Aktionsplan fordert eine kurzfristige Einführung der SAMGs (N23) [BMU 2013].

- Laut Aktionsplan stehen für Brokdorf, Emsland, Grafenrheinfeld, Isar-2, Grohnde und Gundremmingen B/C die Entwicklung und Erstellung von Severe Accident Management Guidelines (SAMG) sowie die Einführung und Schulung in der Anlage noch aus.
- Für Neckarwestheim-2 liegt die generische SAMG im Entwurf vor, die anlagenspezifische Anpassung ist noch in Arbeit. Für Philippsburg-2 liegen die SAMGs im Entwurf vor. Eine Schulung ist bereits erfolgt. Die Einführung ist kurzfristig vorgesehen.

6 Gefahr: Brände

Erfahrungen der letzten Jahrzehnte und neuere Analysen zeigen, dass Brände zwar sehr seltene Ereignisse sind, aber eine große Gefahr für die Sicherheit von Atomkraftwerken darstellen. Brandereignisse sind deshalb besonders gefährlich, da sie das Potenzial haben, mehrfach vorhandene Sicherheitssysteme (Redundanzen) gleichzeitig außer Kraft zu setzen. Dadurch besteht die Gefahr, dass ein Ereignis nicht mehr beherrscht werden kann und zu einem Kernschmelzunfall mit hohen radioaktiven Freisetzungen führt.

Diese Gefahr wird durch eine entsprechende Auslegung begrenzt, die eine komplette räumliche Trennung der Redundanzen der Sicherheitssysteme, insbesondere auch der entsprechenden elektrischen Leitungen und Kabel, vorsieht. Die systematische Auswertung von Brandereignissen durch die IAEA zeigte u. a., dass annähernd 50% der Brände durch einen elektrischen Fehler und etwa ein Drittel durch eine Öl- oder Wasserstoffleckage verursacht wurden. Es zeigte sich auch, dass Mängel bei Brandschutzbarrieren, Brandmeldern und Brandbekämpfungseinrichtungen einen signifikanten Einfluss auf einen negativen Brandverlauf hatten [IAEA 2004].

Am 30. April 2001 verlor das taiwanesisches Atomkraftwerk Maanshan 1 die externe Stromanbindung. Aufgrund der daraus resultierenden Spannungsschwankungen kam es zu einem Kurzschluss, der zu einem Kabelbrand in der Anlage führte. Dieser wiederum hatte zur Folge, dass einer der beiden Dieseldieselmotoren nicht ansprang. Der totale Ausfall der Stromversorgung (Station Blackout) folgte, als auch der zweite Generator nicht startete⁹. Nach zwei Stunden konnte ein Ersatzdiesel angeschlossen werden. Der Vorfall verlief nur deshalb so glimpflich, da der Reaktor 21 Stunden zuvor heruntergefahren worden war. Laut Schweizer Kommission zur Sicherheit von Kernanlagen (KSA) verdeutlichte der Vorfall einige für alle Atomkraftwerke wichtige Aspekte [KSA 2003]:

- Eine „unwahrscheinliche“ Verknüpfung von Einzelereignissen ist möglich.
- Es entstehen Folgeprobleme von Bränden, auch nach deren Löschung.
- Die bei Tests immer wieder festgestellte relativ schlechte Zuverlässigkeit der Notstromdiesel bestätigt sich.

In Deutschland traten bisher nur wenige Brandereignisse in Atomkraftwerken auf; diese sind jedoch hinsichtlich Brandursache und -verlauf im Vergleich zu den internationalen Erfahrungen repräsentativ.

- Am 5. Juli 2000 z. B. kam es in Grafenrheinfeld während des Wiederauffahrens nach der Revision zu einem Brand. Leckendes Schmieröl tropfte auf die Isolierung der Hauptkühlmittelpumpe und entzündete sich selbst. Das Feuer konnte zwar innerhalb von 3 Minuten gelöscht werden, aber trotzdem wurden sicherheitsrelevante Kabel mehrerer Redundanzen zerstört oder beschädigt [RÖWEKAMP 2004b].
- Am 11. August 2002 kam es in der inzwischen stillgelegten Altanlage Stade zu einem Brand in der Schaltanlage. Ursache war ein elektrischer Kurzschluss in einer Redundanz des unabhängigen Notstandsystems. In dessen Folge traten diverse Kabelbeeinträchtigungen auf, die Stromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher war teilweise eingeschränkt.

Die Brandlast in einem Atomkraftwerk ergibt sich im Wesentlichen aus der Kabelbrandlast. Kabel und elektrische Leitungen¹⁰ zur Versorgung und Steuerung von Systemen und zur Überwachung von Prozessen sind in Atomkraftwerken in großer Zahl vorhanden. Je nach Menge und Anordnung der Kabel können lang andauernde Feuer mit Temperaturen bis zu 1000°C entstehen.

⁹ Aus Panik versuchte das Personal keinen zweiten Start. Hinterher zeigte sich, dass der Notstromdiesel doch funktionstüchtig gewesen wäre.

¹⁰ Im Folgenden nur kurz als „Kabel“ bezeichnet

In horizontal verlaufenden Kabeltrassen breitet sich ein Brand mit etwa 20 bis 30 cm pro Minute aus. Sind die Kabel allerdings durch einen umgebenden Brand bei einer Umgebungstemperatur von etwa 350°C vorgewärmt, steigt die Brandausbreitungsgeschwindigkeit auf über 1 Meter pro Minute. In horizontaler Anordnung ist die Brandausbreitung unabhängig vom Material der Isolierung. Bei vertikal verlaufenden Kabeltrassen beträgt die Brandausbreitungsgeschwindigkeit für PVC- und PE-Kabel zwischen 25 cm und 120 cm pro Minute. Kabelbrände breiten sich nicht nur schnell aus, sie sind auch schwer zu löschen [BMU 2005a].

Besonders gefährlich ist, dass im Brandfall, z. B. durch thermische Belastungen oder Spannungsschwankungen, auch bei nicht direkt vom Brand betroffenen elektrischen Leitungen, die zur Steuerung und Überwachungen von Sicherheitssystemen dienen, die Funktion gestört werden kann [RÖWE-KAMP 2004c].

Bei der Durchsicht der meldepflichtigen Ereignisse deutscher Atomkraftwerke fiel auf, dass verhältnismäßig viele meldepflichtige Ereignissen in den Brandschutzeinrichtungen auftreten [BMU 1990-2006]. Auch in 2011 und 2012 betreffen einige Ereignisse Brandschutzeinrichtungen (siehe z.B. Ereignisse E13 und E15 in Kapitel 8.1). Gerade bei diesen Einrichtungen kann ein Ausfall aus gemeinsamer Ursache (GVA) besonders gravierende Folgen haben (siehe Kapitel 7).

7 Gefahr: Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

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, Zugang zu Informationen über die in ausländischen Kernkraftwerken getroffenen vorbeugenden Maßnahmen und Verbreiterung der Datenbasis für die Bewertung von GVA in PSA. Insgesamt sind in der ICDE-Datenbank zurzeit ca. 1600 Ereignisse erfasst ¹¹ [KREUSER 2013].

Zur Auswertung wurden die Ereignisse zunächst darauf untersucht, ob die betroffenen Komponenten und Systeme mit denen in deutschen Kernkraftwerken vergleichbar sind. Anschließend wurde geprüft, ob die identifizierten Phänomene auch aus deutschen Anlagen bekannt sind.

Für Deutschland neue GVA-Phänomene waren z. B. bei den

- *Motorbetätigten Absperrarmaturen*: die Verwendung einer fehlerhaften Software bei der Prüfung mit einem Diagnosesystem;
- *Rückschlagarmaturen*: Falsche Dichtungen wurden eingebaut, da der Hersteller nicht spezifiziert hatte, dass eine spezielle Dichtung mit Sicherungsring einzubauen ist;

¹¹ Bisher erfasste Komponentenarten: Kreiselpumpen, Notstromdieselaggregate, motorbetätigte Absperrarmaturen, Sicherheits- und Entlastungsventile, Rückschlagarmaturen, Batterien, Leistungsschalter, Füllstandsmessungen, Steuerstäbe mit Steuerstabantrieben, Wärmetauscher

- *Sicherheits- und Entlastungsventilen:* Funktionsrelevante Teile (Schnellsteuerrelais in Stellungsgebern von Frischdampf-Abblaseventilen) saßen nach einem wochenlangen Stillstand bei niedrigen Außentemperaturen fest.

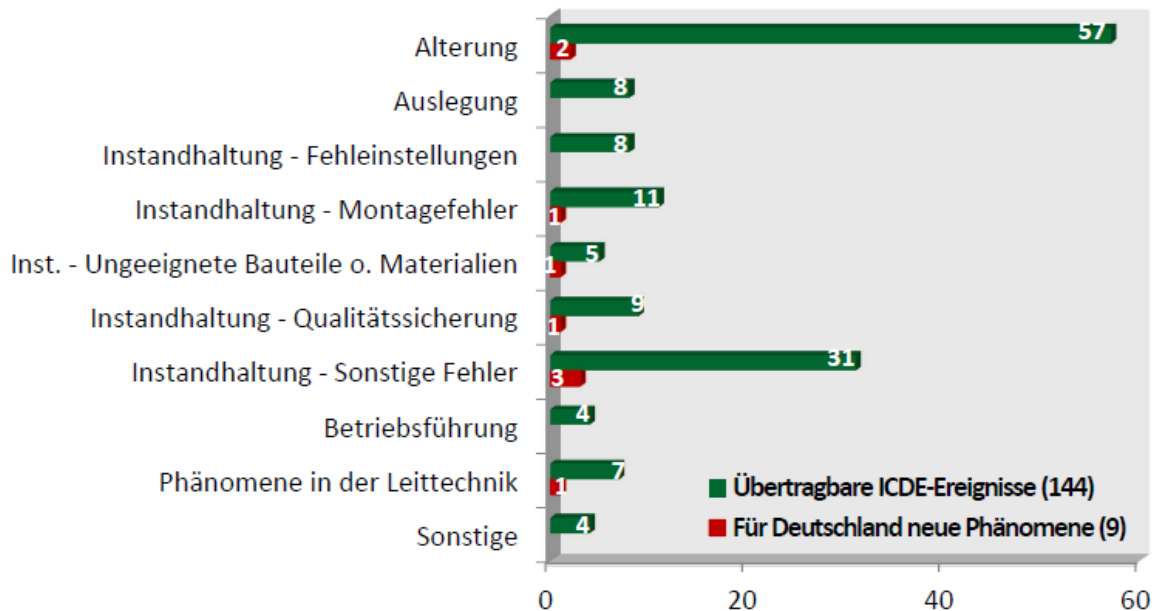


Abbildung 1: Sicherheits- und Entlastungsventile – Gruppierung der GVA-Phänomene

Bei allen untersuchten Komponentenarten konnten mehrere GVA-Phänomene identifiziert werden, die aus deutschen Anlagen noch nicht bekannt, aber relevant sind.

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

- das gestaffelte Instandhaltungs- und Änderungsmanagement,
- Arbeitsanweisungen vor Ort,
- die Vervollständigung von Auslegungsanforderungen, z. B. für extreme Wettersituationen.

Einige der neu identifizierten GVA-Phänomene betrafen Arbeitssituationen oder Betriebszustände, die normalerweise nicht explizit bei der Auslegung der Anlagen betrachtet werden (z. B. Instandhaltungsvorgänge, Kurzstillstände, lange Revisionen).

Manche Fehlerquellen sind schwierig im Voraus zu erkennen:

- Organisatorische Faktoren (z. B. Details der Arbeitsplanung vor Ort),
- Phänomene aus Umwelt- und Umgebungseinflüssen außerhalb der Anlage (z. B. Fukushima, Überflutung Blayais, Gras-/Sand-/Muschelverstopfungen Zwischenkühler),
- Neue hochkomplexe Technologien (z. B. Software-basierte Leittechnik).

Nach Meinung der GRS muss die GVA-Analyse deutlich erweitert werden. Fragestellungen hierbei sind:

- Wofür muss ein GVA angesetzt werden (nur für redundante Komponenten eines Systems oder z. B. auch für alle gleichen Komponenten, Betriebsmittel oder Bauteile)?
- Wie sollen einzelne Konstruktionselemente bewertet werden, die bei vielen Komponenten gleich sind, z. B. elektrische Kabel?
- Wo ist diversitäre Stromversorgung notwendig?
- Wie weit muss physikalische Diversität gehen?
- Welche Arten von Gemeinsamkeiten können zu GVA führen? Beispiele: Ähnlicher Aufstellungsort (Überflutungsgefahr für verschiedenartige Komponenten bei Hochwasser, mechanische/elektromagnetische Einwirkungen, Temperatureinflüsse) oder Instandhaltung oder Betriebsführung

Da nicht alle GVA-Phänomene vorhersehbar sind, die Konsequenzen aber zu schweren Unfällen führen können, ist es notwendig, für alle vitalen Funktionen eines Atomkraftwerks mindestens zwei verschiedene Sicherheitssysteme vorzusehen:

- vollständig diversitär zueinander und
- jedes in höchster Qualität.

Notwendig sind Entscheidungskriterien für Auslegungsanforderungen für diversitäre Systeme.

In Kapitel 8.1 wird deutlich, dass in deutschen Atomkraftwerken GVA-Phänomene bisher nicht ausreichend betrachtet werden.

8 Gefahr: Alterung

Die deutschen Atomkraftwerke gingen zwischen 1982 und 1989 in Betrieb und laufen daher jetzt schon zwischen 24 und 31 Jahren.

Das von den Anlagen ausgehende Risiko wird durch Alterung beträchtlich erhöht. Im Allgemeinen wird die Alterungsphase bei einem Atomkraftwerk nach etwa 20 Betriebsjahren beginnen.

Bestrahlung mit ionisierenden Strahlen, thermische und mechanischen 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 einer 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. Der wichtigste dieser Effekte ist die Versprödung des Reaktordruckbehälters, die die Gefahr eines Berstens des Behälters erhöht. Die Sicherheitssysteme sind nicht in der Lage, diesen Unfall zu beherrschen. Druckbehälter-Versagen führt dazu, dass auch das Containment sofort versagt – etwa durch den Druckstoß nach dem Bersten des Behälters oder durch den Aufprall von Bruchstücken. Katastrophale radioaktive Freisetzungen sind die Folge.

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 Kapitel 8.1).

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

Alterungseffekte bei Kabeln verursachen eine Versprödung der Isolierschichten, die zu Rissen führen kann. Untersuchungen zeigten, dass in alternde Anlagen mit schlechter werdendem Material der Kabelisolierungen Kurzschlüsse und Kabelbrände mit wachsender Häufigkeit auftreten. Dieses kann z. B. zu einer fehlerhaften Betätigung von sicherheitsrelevanten Ventilen führen [RÖWEKAMP 2004].

Die Alterungseffekte bei der Vielzahl elektronischer Geräte in einem Atomkraftwerk beruhen im Wesentlichen auf Temperatur- und Strahlungseinflüssen, wobei Umgebungseinflüsse wie Feuchtigkeit und chemische Angriffe zu zusätzlichen Degradationserscheinungen führen können.

Zunehmende Wachsamkeit während des Betriebes und verstärkte Anstrengungen bei Wartung und Reparatur (d. h. ein umfassendes Alterungsmanagement) hätten das Potenzial, alterungsbedingten Fehlern zumindest bis zu einem gewissen Grade entgegen zu wirken.

Die Reaktor-Sicherheitskommission stellte im Jahr 2004 fest: „Eine geschlossene, alle Aspekte des Alterungsmanagements umfassende Darstellung der Anforderungen ist bisher nicht vorhanden, und im nationalen Bereich gibt es bisher zum Alterungsmanagement kein Regelwerk oder eine sonstige, den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentierende Vorschrift.“ [RSK 2004].

„Alterungsbedingte Phänomene werden in den deutschen Anlagen unterschiedlich und zum Teil nicht systematisch erfasst. Im Rahmen von Instandhaltung oder als Folge von Ereignissen wurden in einzelnen Fällen auch unerwartete Alterungsphänomene, zum Teil zufällig, gefunden.“

Diese von der RSK 2004 beschriebene Situation hat sich nicht grundlegend geändert, wie der folgende Abschnitt zeigt.

8.1 Folgeprobleme

Im vorliegenden Abschnitt werden ausgewählte meldepflichtige Ereignisse in den Jahren 2011 – 2012 in den zurzeit noch laufenden deutschen Atomkraftwerken aufgelistet und diskutiert. Die Ereignisse wurden aus den Monatsberichten zu meldepflichtigen Ereignissen vom Bundesamt für Strahlenschutz entnommen [BFS 2013].

Die aufgelisteten Ereignisse erfüllen eines der folgenden drei Kriterien:

- Das Auftreten des Ereignisses ist auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten zurückzuführen.
- Das Auftreten des Ereignisses ist auf eine fehlerhafte Montage bzw. eine nicht optimale Einstellung zurückzuführen.
- Das Alterungsproblem ist eine mögliche Ursache des Ereignisses.

In der nachfolgenden

Tabelle 1 werden die Ereignisse zunächst aufgelistet und kurz beschrieben.

Tabelle 1: Ausgewählte Ereignisse in deutschen Atomkraftwerken 2011/12

Nr.	Ereignisdatum // Anlage ¹²	Ereignis mit kurzer Beschreibung (lt. BfS-Monatsbericht [BFS 2013])	Krit.
E.1	15.02.2011 // KKP-2	Abweichungen vom spezifizierten Zustand an jeweils einem Füllstandsmesskanal der Flutbehälter (INES 0) Bei Kontrollen von Aufzeichnungen der Flutbehälterfüllstandsmessungen wurden bei drei Messkanälen unterschiedlicher Flutbehälter geringfügige Schwankungen der Füllstände festgestellt. Es ist beabsichtigt, die Messumformer gegen eine andere Ausführung auszutauschen. Im Rahmen eines Sonderprüfprogramms wurden weitere nicht spezifikationsgerecht eingebauter Messumformer vorgefunden.	(a)

¹² GKN-2: Neckarwestheim-2; KBR: Brokdorf; KKE: Emsland; KKG: Grafenrheinfeld; KKI-2: Isar-2; KKP-2: Philippsburg-2; KRB-II-B: Gundremmingen B; KRB-II-C: Gundremmingen C; KWG: Grohnde

E.2	15.05.2011 // KW	Rissanzeigen am Dichtungsgehäuse zweier Hauptkühlmittelpumpen (INES 0) Bei einer Übertragbarkeitsprüfung von betrieblichen Erkenntnissen aus anderen Anlagen wurden im inneren Bereich der Dichtungsgehäuse an zwei der vier Hauptkühlmittelpumpen Rissanzeigen festgestellt. Die Schadensursache wird auf thermische Materialermüdung zurückgeführt. Die in der bereits beendeten Revision 2011 durchgeführte Instandsetzung erfolgte durch den Einbau eines neuen Dichtungsgehäuses in allen vier Hauptkühlmittelpumpen .	(c)
E.3	18.05.2011 // KRB-II-B und KRB-II-C	Abweichung vom spezifizierten Zustand am Startluftverteiler eines Diesellaggregates (INES 0) Während der Revision wurde das ZUNA-System (Zusätzliches Nachwärmeabfuhr und Einspeisesystem) planmäßigen Prüfarbeiten unterzogen. Bei der Überprüfung des Startverhaltens des systemzugehörigen Diesellaggregates wurde an einem der beiden Startluftverteiler eine nicht spezifikationsgerechte Startluftverteiler-Antriebswelle, der die konstruktiv vorgesehene Schmierölbohrung fehlte, festgestellt. Im Block C des Kernkraftwerkes Gundremmingen wurde an einem baugleichen Dieselmotor das gleiche Fehler festgestellt .	(a)
E.4	07.06.2011 // KKP-2	Nicht spezifikationsgerechter Einsatz von Feinsicherungen (INES 0) Die Anlage war zur Revision und zum BE-Wechsel abgeschaltet. Bei einer Prüfung öffnete das Frischdampf(FD)-Abblaseregelventils nicht wie gefordert. Ursache war das Auslösen einer Feinsicherung auf einer Baugruppe für die FD-Abblaseregelung bei der Prüfung. Die Feinsicherung wurde ausgetauscht. Dabei wurde festgestellt, dass fälschlicherweise eine Sicherung mit zu niedrigem Auslösewert als gefordert eingebaut war. In einem Sonderprüfprogramm wurden daraufhin die entsprechenden Feinsicherungen an den Baugruppen weiterer Systeme mit sicherheitstechnischer Bedeutung überprüft. Dabei wurden weitere Feinsicherungen mit Abweichungen von der Spezifikation gefunden. Diese wurden in der Revision gegen spezifikationsgemäße Sicherungen getauscht.	(a)
E.5	17.06.2011 // KKP-2	Defekt an einer Funktionsgeberbaugruppe der Notspeisedurchflussbegrenzungsregelung bei Wiederkehrender Prüfung (INES 0) Die Anlage befand sich im Leistungsbetrieb. Bei einer Funktionsprüfung im Notspeisesystem öffnete das Notspeisedurchflussbegrenzungsventil in einem der vier Stränge nicht ordnungsgemäß. Die Ursache war ein Defekt (ausgerissene Lötstelle) auf einer Baugruppe der Durchflussbegrenzungsregelung. Die Baugruppe wurde ersetzt. Das betroffene Durchflussbegrenzungsventil dient dazu, bei einer Notbespeisung die Einspeiserate für den zugehörigen Dampferzeuger in Abhängigkeit vom Systemdruck zu regeln. Durch die Begrenzung der Ventilöffnung auf 20 % wäre die Notbespeisung des zugehörigen Dampferzeugers im Störfall nicht gewährleistet gewesen. Die Notbespeisung der anderen drei Dampferzeuger war jederzeit gewährleistet .	(c)
E.6	07.07.2011 // KBR	Einsatz nicht spezifikationsgerechter Feinsicherungen in leittechnischen Baugruppen (INES 0) Aufgrund des Ereignisses E.4 wurden in KBR alle vergleichbaren Baugruppen untersucht. Es wurden insgesamt 15 Baugruppen mit nicht spezifikationsgerechten Feinsicherungen vorgefunden. Die Ursache für das Einbringen dieser Sicherungen konnte nicht ermittelt werden. Die Sicherungen auf den betroffenen Baugruppen wurden gegen spezifikationsgerechte Feinsicherungen ausgetauscht. In der Vergangenheit wurden in KBR aufgrund dieses Sachverhaltes keine Ausfälle registriert.	(a)

E.7	08.08.2011 // KKP-2	Nicht vollständiges Schließen einer Rückschlagklappe im Sicherheitskomponentenkühlsystem (INES 0) Die Anlage befand sich im Leistungsbetrieb. Bei einer Begehung wurde festgestellt, dass eine Rückschlagklappe in einer Redundanz des Sicherheitskomponentenkühlsystem (Zwischenkühlkreislauf) nicht vollständig geschlossen war. Die Ursachenklärung ergab fehlende Sicherungsbleche an vier Schrauben des Lagerflansches der Armatur. Bei der Überprüfung der vergleichbaren Rückschlagklappe im redundanten Zwischenkühlstrang für die Notkühlung wurden ebenfalls fehlende Sicherungsbleche im Bereich des Lagerflansches festgestellt, die jedoch noch nicht zu einer Funktionseinschränkung der Klappe geführt hatten.	(b)
E.8	08.09.2011 // GKN-2	Einsatz nicht spezifikationsgerechter Feinsicherungen in leittechnischen Baugruppen (INES 0) Analog zu E.6, aber: nicht spezifikationsgerechte Feinsicherungen wurden in GKN-2 auf 2 Baugruppen festgestellt.	(a)
E.9	09.11.2011 // KBR	Nichtschließen eines Einspeiseventils des Nachkühlsystems bei Vorbereitung einer Wiederkehrenden Prüfung (INES 0) Die Anlage befand sich im Leistungsbetrieb. Für eine Prüfung im Not- und Nachkühlsystem sollte eine Armatur von Hand aus ihrer Betriebsstellung "AUF" in die "ZU"-Stellung verfahren werden. Die Armatur verließ jedoch ihre AUF-Stellung nicht und ging in Störung. Ursache war das Fehlauflösen eines Endschalters aufgrund einer für das Laufverhalten dieser Armatur nicht optimalen Einstellung. Untersuchungen an vergleichbaren Armaturen zeigten ähnliche Befunde , jedoch noch ohne Funktionseinschränkungen (systematischer Fehler).	(b)
E.10	07.12.2011 // KKP-2	Befunde an Dübelverbindungen (INES 0) Die Anlage befand sich im Leistungsbetrieb. Bei Übertragbarkeitsprüfungen aufgrund meldepflichtiger Ereignisse in anderen Anlagen wurde festgestellt, dass Dübelverbindungen eines bestimmten Typs nicht ordnungsgemäß montiert waren. Betroffen waren Befestigungen von Batteriegestellen und Kabeltrassen der 48-V-Batterieanlage im Schaltanlagegebäude. Ursache waren Montagemängel und ungenügende Montagevorschriften. Die Dübelverbindungen haben die Aufgabe, bei Störfällen (z. B. einem Erdbeben) spezifizierte Lasten abzutragen.	(b)
E.11	07.12.2011 // GKN-2	Befunde an Dübelverbindungen (INES 0) Analog zu E.10, aber: Betroffen waren Rohrleitungs- und Komponentenhaltungen verschiedener sicherheitstechnisch wichtiger Systeme sowie Kabeltragkonstruktionen.	(b)
E.12	01.01.2012 // KKG 12/001	Reaktorschnellabschaltung als Folge der Auslösung des Lastumschalterschutzelais eines Maschinentrafos (INES 0) Die Anlage befand sich im Leistungsbetrieb. Spontan löste das Lastumschalterschutzelais eines der beiden Maschinentransformatoren aus. Daraufhin wurden auslegungsgemäß die Anlage vom 380-kV-Netz getrennt und die Eigenbedarfsversorgung des Kraftwerks auf das 110-kV-Fremdnetz umgeschaltet. Diese Umschaltung führte zur Abschaltung mehrerer Verbraucher, darunter zwei der vier Hauptkühlmittelpumpen und somit zur Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung. Die Ursachenklärung ergab eine fehlerhafte Kontaktgabe im Bereich der Magnetschaltröhre des Schutzrelais.	(b)

E.13	14.03.2012 // KKE 12/007	<p>Nichtverfügbarkeit der Fernschaltventile von zwei Sprühwasser-Löschanlagen im Schaltanlagegebäude (INES 0)</p> <p>Die Anlage befand sich zum Ereigniszeitpunkt im Leistungsbetrieb. Bei einer Prüfung des Feuerlöschsystems (Sprühwasser-Löschanlagen im Schaltanlagegebäude) öffnete ein Löschwasserventil nicht. Eine anschließend durchgeführte Vorortkontrolle ergab als Ursache eine abgesperrte Steuerleitung. Eine fehlerhaft geschlossene Absperrarmatur in der Steuerleitung wurde in die vorgesehene Betriebsstellung "AUF" gebracht und die Prüfung anschließend erfolgreich wiederholt.</p> <p>Die Sprühwasser-Löschanlagen haben die Aufgabe, für Bereiche mit nennenswerter Brandlast und/oder für Bereiche, die z. B. für die Feuerwehr schwer zugänglich sind, eine schnelle, wirkungsvolle und gefahrlose Brandbekämpfung zu ermöglichen. Im vorliegenden Fall war die Auslösung von zwei Sprühwasserlöschanlagen erst nach dem Öffnen der Absperrarmatur in der Steuerleitung möglich.</p>	(b)
E.14	28.03.2012 // KBR 12/015	<p>Bruch an Niederhaltefedern von Brennelementen eines Typs (INES 0)</p> <p>Bei der Inspektion von Brennelementen im BE-Lagerbecken wurden einzelne gebrochene Niederhaltefedern festgestellt. Da eine Übertragbarkeit auf die im Reaktor vorhandenen Brennelemente nicht ausgeschlossen werden konnte, wurde die Anlage am 28.03.2012 vorsorglich vom Netz genommen. Dabei wurden an weiteren Brennelementen des betroffenen Typs gebrochene Federn festgestellt. Die Untersuchungen ergaben als Ursache für die Federbrüche Spannungsrisskorrosion, welche maßgeblich auf konstruktions- und herstellungsbedingte Ursachen in Verbindung mit dem hohen Spannungsniveau der Niederhaltefedern zurückgeführt wurde.</p> <p>Vor dem Wiederaufstart des Reaktors Ende Mai 2012 wurden alle für den Einsatz vorgesehenen Brennelemente mit konstruktiv geänderten Niederhaltefedern aus einem anderen Material bestückt.</p>	(c)
E.15	10.04.2012 // KKP-2 12/016	<p>Befunde an Brandschottungen (INES 0)</p> <p>Die Anlage befand sich im Leistungsbetrieb. Bei Überprüfungen von Brandschutzmaßnahmen wurden im Reaktorgebäude Brandschottungen von Reserverohrdurchführungen durch Wände ohne die vorgeschriebenen Mineralwollefüllungen gefunden. Die daraufhin durchgeführte Untersuchung in allen Gebäuden mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen ergab an weiteren Durchführungen fehlende Mineralwollefüllungen. Nach ersten Erkenntnissen wurden die Brandschottungen bereits bei der Errichtung der Anlage nicht ordnungsgemäß ausgeführt.</p> <p>Der spezifikationsgerechte Zustand der Brandschottungen wurde durch Einbringen der Mineralwolle wieder hergestellt.</p>	(a)
E.16	11.04.2012 // KWG 12/019	<p>Riss an einer Kleinleitung zur Leckageabfuhr des Gehäusedeckels einer Hauptkühlmittelpumpe (INES 0)</p> <p>Die Anlage befand sich in Revision/BE-Wechsel. Im Rahmen von Instandhaltungstätigkeiten wurde an der Gehäuseleckage-absaugleitung des Pumpengehäuses einer der vier Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) ein Riss identifiziert. Die Überprüfung der vergleichbaren Kleinleitungen an den drei anderen HKMP ergab keine Befunde. Die Untersuchung des herausgetrennten Rohrleitungsabschnitts ergab als Ursache Spannungsrisskorrosion. Nach Angaben des Betreibers wird die Schadensursache auf eine fehlerhafte Werkstoffcharge zurückgeführt. Es ist geplant, diese Kleinleitungen der vier HKMP gegen neue Leitungen mit Werkstoffänderung auszutauschen.</p>	(c)

E.17	11.04.2012 // KWG 12/020	Befunde an Dübelverbindungen (INES 0) Die Anlage befand sich in Revision/BE-Wechsel. Bei Übertragbarkeitsprüfungen aufgrund meldepflichtiger Ereignisse in anderen Anlagen wurden während der Revision Dübel eines speziellen Dübeltyps nach neuen Kriterien überprüft. Dabei wurden einige in einem nachgerüsteten Anlagenbereich nicht spezifikationsgerecht gesetzte Dübel gefunden . Die Ursache wird auf ungenügende Montagevorschriften zurückgeführt.	(b)
E.18	26.04.2012 // KKG 12/022	Bruch von Niederhaltefedern an Brennelementen mit Stahl-Führungsrohren (INES 0) Die Anlage war zur Revision und zum Brennelementwechsel abgeschaltet. Bei Überprüfungen an Brennelementen infolge des Ereignisses E.14 sind in KKG ebenfalls Brennelemente mit gebrochenen Niederhaltefedern gefunden worden. Die gebrochenen Niederhaltefedern konnten zwei der insgesamt fünf Fertigungschargen zugeordnet werden, die in KKG zum Einsatz kommen. Die befundbehafteten Federn wurden gegen Federn der Fertigungschargen ohne Befund ausgetauscht.	(c)
E.19	28.04.2012 // KKG 12/023	Befunde an Leiträdern von Sicherheitseinspeisepumpen (INES 0) Die Anlage war zur Revision und zum BE-Wechsel abgeschaltet. Bei der Inspektion einer Sicherheitseinspeisepumpe wurde an einer Leitstufe eine ausgebrochene Leitschaufeleintrittskante festgestellt. Bei der daraufhin durchgeführten Inspektion der Sicherheitseinspeisepumpen der drei anderen Redundanzen wurden an einer weiteren Pumpe ein gleicher Schaden und an einer dritten Pumpe Anzeigen bei der Farbeindringprüfung festgestellt. Die Funktion der betroffenen Pumpen war nicht beeinträchtigt. Die befundbehafteten Leiträder werden ausgetauscht. Nach ersten Erkenntnissen sind die Schäden auf ermüdungsbedingte Anrisse an den Leiträdern zurückzuführen. Auf die Verfügbarkeit der für den Stillstandsbetrieb erforderlichen Nachkühlketten hatten die Befunde keine Auswirkungen.	(c)
E.20	03.05.2012 // KKG 12/024	Nicht spezifikationsgerechter Einsatz von Feinsicherungen (INES 0) Analog zu E.6, aber: die nicht spezifikationsgerechte Feinsicherungen wurden in KKG in Baugruppen des Reaktorschutzsystems, des Begrenzungs-systems und der Störfallinstrumentierung gefunden.	(a)
E.21	01.06.2012 // KKP-2 12/033	Fehlender Anschluss der Ersteinspeisung für die Hilfsspannung einer 380-V Notstromschaltanlage (INES 0) Die Anlage war zur Jahresrevision und zum BE-Wechsel abgeschaltet. Bei einer Prüfung wurde festgestellt, dass zwei Versorgungskabel für die Hilfsspannung einer 380-V-Notspeisenotstromverteilung nicht angeschlossen waren. Die Hilfsspannungsversorgung erfolgte aber weiterhin von der Nachbarredundanz. Der Montagefehler entstand bei einer Änderungsmaßnahme während der Revision im Jahr 2011. Die Leitungen wurden wieder angeschlossen. Die Ursachenklärung für den Montagefehler ist noch nicht abgeschlossen. Die betroffene Redundanz ist Teil der vierfach redundanten Notspeisenotstromversorgung. Es standen jederzeit ausreichend redundante Notstromverteilungen zur Verfügung.	(b)

E.22	06.06.2012 // KKP-2 12/35	<p>Beschädigte Isolierung an einer Leitungsverbindung in einer 380-V-Notstromschaltanlage (INES 0)</p> <p>Die Anlage war zur Revision und zum BE-Wechsel abgeschaltet. Bei Funktionsprüfungen im Zusammenhang mit Inspektionsarbeiten an einer Primärkreisabschluss (PKA) - Armatur des Volumenregelsystems ließ sich diese nach mehrmaligem AUF- und ZU-Fahren nicht mehr verfahren. Ursache war ein Kurzschluss in der 380-V-Schaltanlage für diese Armatur. Dieser entstand durch die Beschädigung der Isolierung eines Leiters an einer scharfen Kante eines Montagebleches, hervorgerufen durch einen Montagemangel.</p> <p>Die Isolierung wurde instandgesetzt und das Montageblech mit einem Kantenschutz versehen.</p>	(b)
E.23	10.06.2012 // KKE 12/036	<p>Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Feinsicherungen auf leittechnischen Baugruppen(INES 0)</p> <p>Die Anlage befand sich in Revision/BE-Wechsel. Aufgrund des Ereignisses E.4 wurde in KKE eine umfangreiche Übertragbarkeitsprüfung für alle in der sicherheitstechnisch wichtigen Leittechnik eingesetzten Baugruppen durchgeführt. Dabei wurden auf verschiedenen Baugruppentypen Abweichungen von den spezifizierten Vorgaben (Sicherungscharakteristik, Sicherungsgröße) festgestellt.</p>	(a)
E.24	15.06.2012 // KKP-2 12/038	<p>Verformungen an Arretierkolben einer Armatur im Druckspeicher-Einspeisesystem (INES 0)</p> <p>Die Anlage war zur Revision und zum BE-Wechsel abgeschaltet. Bei Einstellarbeiten am Stellantrieb einer Druckspeicherabsperarmatur nach Abschluss von Wartungsarbeiten fuhr diese nicht, wie vorgesehen, in die Stellung ZU sondern in die Richtung AUF. Aufgrund der dabei aufgetretenen Belastungen kam es zu geringen plastischen Verformungen an Teilen der Armatur. Die Bauteile der Armatur, die einer erhöhten Belastung durch das Fehlfahren ausgesetzt waren, wurden ausgetauscht.</p> <p>Ursache für das Fehlfahren war eine falsche Drehrichtung des Motors durch einen Anschlussfehler. Die Drehrichtung wurde korrigiert.</p>	(b)
E.25	16.06.2012 // KKE 12/044	<p>Ausfall des Drehzahlgebers der Laufbrücke der BE-Lademaschine (INES 0)</p> <p>Die Anlage befand sich in Revision/BE-Wechsel. Bei dem Transport eines Drosselkörpers innerhalb des BE-Lagerbeckens trat an der BE-Lademaschine eine Störung in der Überwachung der Fahrgeschwindigkeit auf. Die Lademaschine wurde gestoppt. Die Ursachenklärung ergab einen defekten Drehimpulsgeber durch eine gebrochene Welle.</p>	(c)
E.26	17.06.2012 // KKE 12/045	<p>Nicht ordnungsgemäße Zuordnung von Stellantrieben an Frischdampfentwässerungsarmaturen (INES 0)</p> <p>Die Anlage befand sich in Revision/BE-Wechsel. Bei einer Kontrolle wurde festgestellt, dass baugleiche elektrische Antriebe von Entwässerungsarmaturen im Frischdampf(FD)-System an vertauschten Positionen montiert waren. Damit war eine eindeutige Zuordnung der Antriebe zu den jeweiligen Armaturen nicht mehr gegeben. Die Ursache der Verwechslung wird seitens des Betreibers damit begründet, dass die Armaturen mit ihren Stellantrieben nahe beieinander liegen und die Schilder der Komponentenkennzeichnung nur an den Stellantrieben der Armaturen angebracht waren.</p> <p>Die Behebung des Instandhaltungsfehlers erfolgte durch Korrektur der Stellantriebszuordnung zu den Armaturen. Die Betätigung und die Funktion der Entwässerungsarmaturen waren trotz der Vertauschung jederzeit gegeben und möglich. Während des Leistungsbetriebes wären alle betroffenen Armaturen bei einer Auslösung des Reaktorschutzsignals "Sekundärkreisabschluss" bestimmungsgemäß geschlossen worden.</p>	(b)

E.27	30.06.2012 // KKP-2 12/048	<p>Ausfall einer elektronischen Baugruppe zur Ansteuerung des Hauptanlassventils eines Notstromdiesels (INES 0)</p> <p>Die Anlage war zur Revision und zum Brennelementwechsel abgeschaltet. Bei einem Funktionstest startete der Notstromdiesel einer Redundanz nicht, da das Hauptanlassventil nicht geöffnet wurde. Ursache war eine defekte Elektronikbaugruppe. Die Baugruppe wurde ausgetauscht und der Start des Dieselaggregats erfolgreich durchgeführt. Die anderen drei Notstromdiesel standen uneingeschränkt zur Verfügung. Für den Auslegungstörfall werden zwei Notstromredundanzen benötigt.</p>	(c)
E.28	05.07.2012 // GKN-2 12/049	<p>Nicht erfolgte Zuschaltung von zwei Regelungen in einem Notspeisestrang bei Wiederkehrender Prüfung (INES 0)</p> <p>Die Anlage befand sich im Leistungsbetrieb. Bei der Prüfung von Reaktorschutzsignalen in einer Redundanz des Notspeisesystems wurden vom Reaktorschutz erzeugte Befehle für ein Durchflussbegrenzungsventil und ein Regelventil nicht weitergegeben. Ursache war eine defekte Elektronikbaugruppe zur Verstärkung dieser Signale. Die Baugruppe wurde ausgetauscht.</p> <p>Die drei anderen Redundanzen des Notspeisesystems standen uneingeschränkt zur Verfügung.</p>	(c)
E.29	07.07.2012 // KKE 12/051	<p>Ölleckage am Getriebe eines Zellenkühlturmventilators (INES 0)</p> <p>Die Anlage befand sich im Vollastbetrieb. Bei einer Anlagenbegehung wurde am Getriebe eines der zwei Zellenkühlturmventilatoren in einem der Zellenkühlturm-Kreisläufe (Bestandteil des 4-strängigen Nebenkühlwassersystems) eine Ölleckage festgestellt. Die Befundaufnahme ergab als Ursache der Ölleckage einen Riss im unteren Getriebegehäuse, der nach Einschätzung des Betreibers auf eine nicht exakte Ausrichtung des Getriebes auf dem Grundrahmen im Zuge der Remontearbeiten während der Revision 2012 zurückzuführen ist. Das defekte Getriebe wurde ausgetauscht. Im vorliegenden Fall gab es keine Auswirkungen infolge der eingeschränkten Verfügbarkeit des Nachkühlstranges auf den sicheren Betrieb der Anlage.</p> <p>Die anderen 3 Redundanzen des Nebenkühlwassersystems standen für die Wärmeabfuhr uneingeschränkt zur Verfügung.</p>	(b)
E.30	10.07.2012 // KKP-2 12/0x	<p>Qualitätsmängel an Verbindungen in sicherheitstechnisch wichtigen Leittechnikschränken (INES 0)</p> <p>Die Anlage befand sich in Revision/Brennelementwechsel. Bei Untersuchungen aufgrund eines meldepflichtigen Ereignisses in einer anderen Anlage wurden in der Revision 2012 in sicherheitstechnisch wichtigen Leittechnikschränken Mikrospäne und an bestimmten Anschlüssen Isolationsreste festgestellt. Diese Mängel werden auf eine nicht spezifikationsgerechte Ausführung der Montage bei der Errichtung der Anlage zurückgeführt.</p> <p>Nach Aussage des Betreibers wurden während der gesamten Betriebszeit aus diesen Qualitätsmängeln bisher keine Auswirkungen festgestellt, wie z. B. Fehlanregungen oder fehlende Anregungen. Auch bei Wiederkehrenden Prüfungen (WKP) an der Sicherheitsleittechnik wurden bisher keine Auffälligkeiten, die aus den Befunden abgeleitet werden könnten, festgestellt.</p>	(b)
E.31	11.10.2012 // KBR 12/068	<p>Ausfall eines Umluftventilators im Notspeisegebäude (INES 0)</p> <p>Während des bestimmungsgemäßen Betriebes eines Umluftventilators in einer der vier Redundanzen der Umluftanlage für das Notspeisegebäude kam es zum Ausfall des Ventilators infolge Wellenbruchs. Auslegungsgemäß erfolgte die automatische Zuschaltung des parallelen redundanzzugehörigen Ventilators. Die Instandsetzung erfolgte durch den Austausch des Laufzeuges des defekten Umluftventilators gegen bau- und auslegungsgleiche Reserveteile.</p>	(c)

E.32	04.12.2012 // KBR 12/077	Ausfall einer Vorrangsteuerbaugruppe in der Ansteuerung einer gesicherten Nebenkühlwasserpumpe (INES 0) Die Anlage befand sich im Volllastbetrieb. Bei einer der zwei redundanten Notnebenkühlwasserpumpen der Notnachkühlkette wurde eine Störungsmeldung signalisiert. Aufgrund dieser Störung ließ sich die Pumpe nicht einschalten. Die Ursachenklärung ergab eine defekte Vorrangbaugruppe, die gegen eine bau- und typgleiche Baugruppe ausgetauscht wurde. Die zweite Notnebenkühlwasserpumpe stand uneingeschränkt zur Verfügung.	(c)
------	-----------------------------------	---	-----

Unter den in der

Tabelle 1 aufgelisteten 32 Ereignissen sind

- (a) 8 Ereignisse auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten,
- (b) 13 Ereignisse auf eine fehlerhafte Montage bzw. eine nicht optimale Einstellung zurückzuführen.
- (c) Bei 11 Ereignissen kann ein Alterungsproblem als eine mögliche Ursache des Ereignisauf-tretens in Betracht gezogen werden.

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

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

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

In der

Tabelle 1 ist zu erkennen, dass im betrachteten Zeitraum in Durchschnitt mehr als ein (a)- oder (b)-Ereignis pro Reaktorblock und Jahr eingetreten ist.

Alle aufgelisteten Ereignisse sind als Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung eingestuft worden. Es ist jedoch festzuhalten, dass die Ereignisse in den verschiedensten Systemen festgestellt wurden. Außerdem handelte es sich bei den Dübelverbindungen um einen Bereich, in dem in

früheren Jahren bereits erhebliche Probleme aufgetreten waren, die zu umfassenden Untersuchungen und zur Identifizierung von Gegenmaßnahmen geführt hatten.

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.

Vor allem aber wird die Zahl der meldepflichtigen Ereignisse international als ein Sicherheitsindikator für Atomkraftwerke verwendet. Die Vermeidung von Ereignissen der INES Stufe 0 entspricht der Sicherheitsebene 1 des gestaffelten Sicherheitskonzepts und gilt als Basis für einen sicheren Betrieb. Dennoch wird beim Auftreten dieser Ereignisse von Betreiber und Aufsichtsbehörde meist nur auf die geringe sicherheitstechnische Bedeutung der Ereignisse verwiesen.

Laut Nachrüstliste ist im Rahmen der organisatorischen Anforderungen eine Verbesserung des Alterungsmanagements gefordert (I b 1). Problematisch ist jedoch, dass bisher nicht alle bekannten Alterungseffekte ausreichend verstanden werden und immer wieder neue, unerwartete Alterungseffekte auftreten.

Alterung ist insbesondere hinsichtlich der GVA-Phänomene von großer Bedeutung. Bei den Sicherheits- und Entlastungsventilen wurden von 144 übertragbaren ICDE Ereignissen 57 durch Alterungsprozesse verursacht, dabei waren erst zwei dieser Phänomene für Deutschland bekannt [KREUSER 2013]. Insofern sind diese auch nicht im Alterungsmanagement integriert und folglich ist keine Vorsorge gegen den Ausfall getroffen.

8.2 Fertigungsfehler

Fertigungsfehler werden nicht zu den Alterungsfehlern gezählt. Auf den ersten Blick ist die Unterscheidung gerechtfertigt. Allerdings gibt es einen Bereich von Fertigungsfehlern, die sehr direkt mit dem Alter verbunden sind. Tatsache ist, dass sich mit ansteigendem Wissen und verbesserten Prüfmethoden immer mehr fertigungsbedingte Fehler zeigen.

Unerkannte Fertigungsfehler sind, wie die Ereignisse in den belgischen Atomkraftwerken Doel und Tihange zeigen, nicht auszuschließen. Dort wurden im Rahmen einer Überprüfung zufällig Tausende von Fehlstellen im Reaktordruckbehälter entdeckt. Die RSK empfiehlt nach einer Auswertung dieser Befunde, die Fertigungsdokumentation aller Schmiedestücke für den Reaktordruckbehälter (d.h. nicht nur des zylindrischen Bereichs) der in Betrieb befindlichen deutschen Atomkraftwerke mit Bezug auf die Befunde von Doel-3 zu bewerten [RSK 2013].

Das Metall des Reaktordruckbehälters ist ununterbrochen einer hochenergetischen, durch die Kernspaltung entstehenden Neutronenstrahlung ausgesetzt. Die Folge sind die kontinuierliche Versprödung und der kontinuierliche Verlust der Zähigkeit des Metalls. Hinzu kommen hohe mechanische Belastungen, Temperaturbelastungen und Korrosion. Bei einer Notkühlung wird der Reaktordruckbehälter durch Einspeisung von Kühlwasser einem gewaltigen Temperaturschock ausgesetzt, der nur dann

beherrscht werden kann, wenn die Zähigkeit des Materials an allen Stellen des Reaktordruckbehälters ausreichend ist. Die Schweißnähte des Reaktordruckbehälters, der aus verschweißten geschmiedeten Ringen oder Walzteilen besteht, sind besondere Schwachpunkte. Insbesondere die Schweißnaht auf Höhe der Brennelemente ist intensiver Strahlung ausgesetzt und deshalb besonders gefährdet [MAJER 2013].

Sollte ein Reaktordruckbehälter versagen, ist es von den Konsequenzen unerheblich, ob die Risse fertigungs- oder alterungsbedingt waren.

8.3 Alterung der Sicherheitsanalysen

Erfahrungen zeigen, dass die Sicherheitsnachweise nicht immer dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen [RENNEBERG 2010]. Eine systematische Überprüfung der Sicherheitsanalysen hinsichtlich der Beherrschbarkeit von Störfällen könnte als Grundlage dafür dienen, dass der theoretisch vorhandene Sicherheitszustand auch real vorhanden ist.

In der Nachrüstliste sind zwei Anforderungen bezüglich erweiterter Sicherheitsüberprüfungen (I a 1, I a 2) formuliert; diese betreffen die Alterung der Sicherheitsnachweise. Die Nachrüstliste fordert, dass die Betreiber die den Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zugrunde gelegten Sicherheitsanalysen in einem Nachweishandbuch darstellen. Dabei sind die Inhalte im Falle fortschreitender Regelwerksanforderungen auf Aktualität zu prüfen.

Eine Überprüfung der Sicherheitsanalysen auf Aktualität ist erforderlich, da im November 2012 (endlich) ein neues kerntechnisches Regelwerk verabschiedet wurde. Das vorher gültige kerntechnische Regelwerk stammt aus der Zeit Ende der 1970er und Anfang der 1980er Jahre. Das modernisierte Regelwerk, die „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“, ist bei Änderungsgenehmigungen sowie bei sicherheitstechnischen Bewertungen durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden heranzuziehen [GRS 2012a].

Um den Umgang der Aufsichtsbehörden mit den Forderungen der Nachrüstliste zu illustrieren, ein Beispiel: Das Niedersächsische Umweltministerium gab informell im Januar 2013 gegenüber einer Nachrichtenagentur an, dass die geforderte systematische Überprüfung für Grohnde bereits mit der Sicherheitsüberprüfung 2010 (SÜ 2010) vorgelegt wurde. Daraus ergeben sich keine Erkenntnisse über notwendige Nachrüstungen. Ein Bezug zu dem neuen kerntechnischen Regelwerk sei in der BMU-Nachrüstliste nicht gegeben.

9 Gefahr: Sicherheitskultur

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

In einer BUND Studie 2009 wurde diese Problematik am Fallbeispiel Philippsburg-2 verdeutlicht. Bei diesem AKW sind zahlreiche Sicherheitsprobleme aufgetreten, die häufig auf schwere Mängel bei der Sicherheitskultur hindeuteten – und zwar Mängel, die über viele Jahre hinweg bestanden. Sie betrafen

die Nachlässigkeiten bei Behältern, die den Wasservorrat des Not- und Nachkühlsystems bevorraten. Bei Kühlmittelverluststörfällen (Lecks im Primärkreislauf) sind diese für die Kühlung des Reaktors unverzichtbar. Im Jahr 2001 wurde in Philippsburg-2 festgestellt, dass in allen vier Flutbehältern zum Zeitpunkt des Anfahrens der Anlage nach der jährlichen Revision der erforderliche Füllstand nicht gegeben war. Die Abweichungen wurden auf der Warte signalisiert. Die Betriebsmannschaft interpretierte die Anzeigen jedoch fehlerhaft. Erst später wurden die Behälter aufgefüllt. Es stellte sich heraus, dass diese Abweichung von den Vorschriften bei den 16 Jahresrevisionen seit der Inbetriebnahme 15 Mal praktiziert worden war.

Zudem wurde festgestellt, dass die Borkonzentration in drei der vier Behälter unter dem vorgeschriebenen Wert lag¹³.

Beide Ereignisse wurden als INES-Stufe 2 (Störfälle) kategorisiert. Diese sind durch einen begrenzten Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen gekennzeichnet.

Die durch diese beiden Ereignisse offenkundig gewordenen Sicherheitsdefizite betrafen auch den organisatorische und menschlichen Bereich. Umfangreiche Gegenmaßnahmen wurden geplant, insbesondere eine Verbesserung des Sicherheitsmanagements. Der damalige Baden-Württembergische Umweltminister Müller räumte Fehler und Schwächen auch bei Aufsichtsbehörde und Gutachtern ein [BUND 2009a].

Im Rahmen der Aufarbeitung der Ereignisse von 2001, die die Aufsichtsbehörde veranlasst hatte, zeigte sich ein anderer Verstoß. Am 13.01.2005 gestand der Betreiber gegenüber der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde ein, dass es in Philippsburg-2 eine Lücke im Sicherheitsnachweis gab. Dieses Problem bestand offenbar seit der Inbetriebnahme.

Ein weiteres Ereignis ließ Zweifel an der Sicherheitskultur in Philippsburg-2 aufkommen: Am 16.03.2004 wurde bei Instandhaltungsarbeiten an einer Sicherheitseinspeisepumpe des Not- und Nachkühlsystems während des Leistungsbetriebs festgestellt, dass die zur Abtragung der horizontalen Belastung bei Einwirkungen von außen, z.B. bei einem Erdbeben, vorgesehenen Stifte fehlten. Die Überprüfung ergab, dass an allen Sicherheitseinspeisepumpen sowie an Nachkühlpumpen, Pumpen des Brennelement-Lagerkühlsystems, des Zwischenkühlkreislaufes und der Nebenkühlwassersysteme die Verstiftung fehlte. Spätere Berechnungen zeigten, dass nur eine der betroffenen Pumpen die potenziellen Belastungen nicht hätte abtragen können. Die Einstufung nach INES-Stufe 1 erfolgte auch aufgrund der aufgetretenen Defizite im Qualitätssicherungssystem des Betreibers [BMU 2004].

Im letzten Jahr gab die Sicherheitskultur in Philippsburg-2 erneut Grund zur Besorgnis. Der Betreiber verschwieg diesmal vorsichtshalber zunächst ein sicherheitsrelevantes Ereignis. Laut Abschlussbericht vom 2. Januar 2013 gibt es fünf Faktoren, die zu einem insgesamt unsachgemäßen Umgang des Betreibers mit den drei Ereignissen 2009 und 2010 geführt haben [BW 2013].

- Vorgaben des Betriebsreglements wurden unzureichend eingehalten,
- vorgesehene Kontrollmechanismen zur Einhaltung solcher Vorgaben waren unwirksam,

¹³ Bor ist ein Neutronenabsorber und verhindert in ausreichender Konzentration ein Kritischwerden des abgeschalteten Reaktors, also ein Wiederaufflammen der Kettenreaktion.

- Freischaltungen wurden nicht wie geplant durchgeführt,
- Sicherheitsbetrachtungen bezüglich Umfang, Qualität und Dokumentation waren unzureichend,
- die kritisch hinterfragende Grundhaltung war teilweise unzureichend.

Diese Mängel traten teilweise gehäuft und kombiniert auf. Dadurch hätten unter anderen Randbedingungen als sie bei den betrachteten drei Ereignissen vorgelegen haben gravierende sicherheitstechnische Auswirkungen nicht ausgeschlossen werden können.

Die Atomaufsicht im Umweltministerium hatte sich der sicherheitstechnischen Bewertung der Sachverständigen des Physikerbüros Bremen (PhB) angeschlossen. Diese Ereignisse waren erst durch einen anonymen Hinweis bekannt geworden.

Ernsthafte Konsequenzen hatte dieses Verhalten für den Betreiber nicht. Die Aufsichtsbehörde vertraut, dass das neue Programm des Betreibers zur Verbesserung der Sicherheitskultur, SIKU, derartige Ereignisse zukünftig verhindert.

Der Betreiber hat ein Ereignis aus dem Jahr 2010 inzwischen nachgemeldet (19.01.2010; 12/006). Freischaltung von 3-Wege-Armaturen im Notspeisesystem: *Die Anlage befand sich zum Ereigniszeitpunkt im Leistungsbetrieb. Im Zuge einer vorbeugenden Instandhaltung wurden Dreiwegearmaturen innerhalb des Notspeisesystems, mit denen nicht für die Bespeisung der Dampferzeuger benötigtes Deionat, in Richtung der jeweiligen Deionatbecken gestellt und elektrisch freigeschaltet. Diese Freischaltmaßnahme war unzulässig. Nachbewertungen haben ergeben, dass das Notspeisesystem im Falle von Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) nicht über den geforderten Mindestzeitraum von 10 Stunden (10-h-Autarkie) zur Verfügung gestanden hätte. Der Betreiber hat das Ereignis daraufhin nachträglich als E-Meldung gemeldet und in die Stufe 1 der INES-Skala eingestuft.*

Eine gute Sicherheitskultur erfordert ein entsprechendes Sicherheitsbewusstsein jedes Einzelnen der Betriebsmannschaft und Betriebsleitung eines Atomkraftwerks. Sie erfordert aber vor allem die Implementierung eines effektiven Sicherheitsmanagements.

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

Die erkannten Mängel in der Organisation und Betriebsführung können zum Teil erhebliche Auswirkungen auf den sicheren Betrieb einer Anlage haben, warnt die GRS. Die Empfehlungen der GRS zur Abhilfe zielen darauf ab, in Atomkraftwerken ein systematisches, prozessorientiertes Sicherheitsmanagementsystem einzuführen und zu betreiben, wie es sich in anderen Industriezweigen bereits bewährt hat. In einem integrierten, prozessorientierten Managementsystem werden sämtliche Aufgaben, die für die Durchführung des Anlagenbetriebs wahrzunehmen sind, in Prozessen zusammengefasst. Anforderungen, die von der Anlage erfüllt werden müssen, werden nicht isoliert, sondern ganzheitlich erfasst und den Arbeitsabläufen zugeordnet, in denen sie wahrzunehmen sind [GRS 2008].

In der Nachrüstliste wird die Entwicklung eines prozessorientierten Managementsystems inklusive Sicherheitsmanagement, Alterungsmanagement und Qualitätsmanagement gefordert (I b 1).

Selbst wenn ein entsprechendes Managementsystem endlich eingeführt ist, wird es noch Jahre dauern, bis dieses greift und zu einer Verbesserung der Sicherheitskultur führt.

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.

10 Gefahr: Fachkräftemangel

Für den Betrieb von Atomkraftwerken ist qualifiziertes Personal von ebenso großer Bedeutung wie die Gewährleistung einer technischen Sicherheit. Die Verfügbarkeit einer ausreichenden Anzahl an qualifiziertem Personal ist allerdings in keinem Bereich des Nuklearsektors (Betreiber, Hersteller, Behörden und Gutachter) in den nächsten Jahren sichergestellt.

Die Kompetenzerhaltung ist eine „große Herausforderung“ für die kerntechnische Industrie, mahnte unter anderem die Vorsitzende der Kerntechnischen Gesellschaft (KTG) auf der Jahrestagung Kerntechnik, die vom 22. bis 24. Mai 2012 in Stuttgart stattfand.

Die Situation veranlasste die RSK im Sommer 2012, in einem Memorandum vor einer drohenden Gefährdung der kerntechnischen Sicherheit durch Know-How- und Motivationsverlust zu warnen. Die RSK betont, das hohe Verantwortungsbewusstsein und das Engagement der in der Kerntechnik in Deutschland tätigen Personen (bei Betreibern, Herstellern, Behörden und Sachverständigenorganisationen) ist eine wichtige Voraussetzung für den sicheren Betrieb der deutschen Kernkraftwerke.

Die Motivation, in einem Bereich mit in Deutschland nur begrenzter beruflicher Perspektive tätig zu sein, kann nur dann aufrechterhalten werden, wenn diese Tätigkeit auch als wichtig, gesellschaftlich anerkannt und inhaltlich herausfordernd angesehen wird. Deshalb sieht es die RSK als erforderlich an, dass die Tätigkeit dieser Mitarbeiter von den Unternehmensführungen, der Politik sowie den Medien entsprechend der Verantwortung, die diese Mitarbeiter tragen, respektiert und anerkannt wird.

Die RSK äußert erhebliche Bedenken, dass bei einer weiteren öffentlichen und unternehmensinternen Ausgrenzung von Beschäftigten in der Kerntechnik und daraus resultierender abnehmender Motivation der betroffenen Mitarbeiter das erforderliche Wissen für einen sicheren Betrieb (und die sichere Lagerung von Abfällen) langfristig auf dem notwendigen Niveau vorgehalten werden kann. Deshalb fordert die RSK alle Verantwortlichen auf, Rahmenbedingungen durch Maßnahmen, Kommunikation und Berichterstattung zu gestalten, die ein Umfeld schaffen, in dem die betroffenen Mitarbeiter sich weiterhin motiviert für einen verantwortungsvollen Umgang mit der Kerntechnik einsetzen [RSK 2012b].

Es muss aber betont werden, dass die Personalprobleme wenig mit dem deutschen Ausstiegsbeschluss zu tun haben. Auch auf internationaler Ebene bereitet das „human resource management“ (Stichworte: Überalterung des Personals, der Generationswechsel und Kenntnis-Erhalt) große Besorgnis.

Die Nachrüstliste fordert ergänzende Maßnahmen zum Ausbildungs- und Kompetenzerhalt für Schichtleitung und –personal (I b 2). Die ergänzenden Maßnahmen betreffen auch das Erlangen neuer Kompetenzen bezüglich auslegungüberschreitender Unfälle. Eine nicht ausreichende Fachkompetenz, verschärft durch Generationswechsel und Fachkräftemangel, ist ein ernsthaftes Problem in deutschen Atomkraftwerken.

11 Terrorgefahr

Eine Woche nach den Terroranschlägen am 11.09.2001 kam das deutsche Bundeskriminalamt (BKA) zu dem Schluss, dass Anschläge auf Kernkraftwerke nicht im Bereich des Wahrscheinlichen liegen, gleichwohl aber eine hohe abstrakte Gefahr existiere. Im Jahr 2007 vertrat das BKA dann aber eine andere Auffassung. Die Wahrscheinlichkeit für Anschläge auf kerntechnische Einrichtungen sei zwar als gering anzusehen, muss aber in Betracht gezogen werden.

Die wesentliche Antwort des Staates auf die terroristische Bedrohung von Atomkraftwerken ist bisher ihr Abschalten nach Erzeugung der im Atomgesetz vereinbarten Reststrommengen. „Der Ausstieg aus der Atomenergie ist ... ein Beitrag dazu, die Bundesrepublik gegen terroristische Angriffe besser zu schützen“ lautet das Statement in einem Bericht der Atomaufsichtsbehörde des Bundes [BMU 2009].

11.1 Gezielter Flugzeugabsturz

Ein Terrorangriff auf ein Atomkraftwerk kann erhebliche Auswirkungen für die Bevölkerung haben. Die katastrophalsten Auswirkungen resultieren bei einer Kernschmelze bei bereits offenem Sicherheitsbehälter. Ein derartiges Unfallszenario war aufgrund der Dünnwandigkeit der Reaktorgebäude bei den älteren, inzwischen abgeschalteten Atomkraftwerken nach einem gezielten Absturz eines Verkehrsflugzeugs auf diese Gebäude zu erwarten.

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

Inzwischen ist jedoch auch ein gezielter Absturz mit einem größeren Verkehrsflugzeug, einem A380, möglich. Dieses besitzt ein deutlich höheres Gewicht und eine größere Menge an Treibstoff, weshalb heftigere Auswirkungen zu erwarten sind. Für den Absturz eines A380 auf ein Zwischenlager hat die GRS im Jahr 2010 ein Gutachten erstellt. Ergebnis war, dass bei bestimmten Lagertypen die Freisetzung gegenüber einem terroristischen Flugzeugangriff mit einem A340 oder einer Boeing 747 erhöht ist. Ob eine derartige Studie auch für die Atomkraftwerke erstellt wurde, ist nicht bekannt.

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

Es ist davon auszugehen, dass auch heute – genau wie vor 12 Jahren – eine Überwindung der inzwischen ergriffenen Maßnahmen möglich ist. Ein Aufrüsten der Sicherheitsmaßnahmen geht immer einher mit der Entwicklung von Konzepten, diese zu überwinden. Es wäre gewissermaßen naiv, anzunehmen, dass sich nur auf offizieller Seite der Stand von Wissenschaft und Technik erhöht. Vielmehr ist davon auszugehen, dass auch terroristische Gruppen in ihren technischen Möglichkeiten aufrüsten. Möglicherweise sogar schneller, da sie flexibler sind [BECKER 2010].

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

Neben der Vernebelung wurden nach dem 11.09.2001 auch bauliche Veränderungen als Schutzmaßnahmen der deutschen Atomkraftwerke in Erwägung gezogen. Eibl, Professor für Baumechanik und Mitglied der von Bayern, Baden-Württemberg und Hessen initiierten Internationalen Länderkommission Kernenergie (ILK), empfahl die Errichtung einer Schutzstruktur rund um das Atomkraftwerk, die aus zwei Elementen bestehen sollte: aus dicken Stahlbetonwällen und aus Stahlnetzen. Die drei bis fünf Meter dicken Wälle sollen dort aufgestellt werden, wo das Reaktorgebäude weder von angrenzenden Gebäuden noch von Bergen geschützt wird. Ein Stahlnetz zehn Meter über der Kuppel soll den Reaktor von oben gegen einen Hubschrauber zu schützen, der sich in den Reaktor stürzen oder eine große Sprengstoffmenge abwerfen könnte. Die vorgeschlagene Schutzstruktur hielt Eibl für „*absolut bezahlbar*“ [BUND 2011].

In der Nachrüstliste ist eine bautechnische Barriere für die sicherheitstechnischen Vitalbereiche gegen die Einwirkungen Dritter entsprechend dem heutigen Stand der Sicherungsanforderungen gefordert (II 3). Es ist allerdings nicht zu erwarten, dass wirkungsvolle Schutzstrukturen gegen Angriffe aus der Luft (wie oben beschrieben) errichtet werden.

11.2 Bodenangriffe

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. Insbesondere die älteren deutschen Atomkraftwerke sind durch eine große Bandbreite von möglichen Terroranschlägen bedroht, denn ihr Schutz gegen Einwirkungen von außen ist unzureichend und sie sind nicht ausreichend gegen die Beherrschung von Störfällen ausgelegt – gemessen am heutigen Stand von Wissenschaft und Technik.

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

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

Eine Möglichkeit für Schläfer wäre die Durchführung oder Unterstützung eines Terroranschlags als Innentäter in einem Atomkraftwerk. Innentäter stellen für Atomkraftwerke eine große Bedrohung dar, der in der internationalen Fachdiskussion große Beachtung geschenkt wird. Ein Experte wies während der internationalen Fachkonferenz NUSEC¹⁴ daraufhin, dass das Gefährlichste an Innentätern ihr Wissen sei – dieses hätten sie stets bei sich, es gäbe keine Kontrolle darüber. Daher sei ein Schutz gegen Innentäter nicht möglich [HONNELLIO 2005].

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

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

¹⁴ Nuclear Energy and Security, Universität Salzburg, 20. – 23. Juli 2005

Die mangelnde Sicherheitskultur der Betriebsmannschaft in Philippsburg betrifft auch die Sicherung der Anlage:

- Im März 2006 ließ sich ein Mitarbeiter, der Kontrollarbeiten an einem Notstromaggregat vornehmen wollte, einen Schlüsselbund aushändigen. Stunden später waren die zwölf Schlüssel weg, drei davon ermöglichten den Zugang zu sicherheitsrelevanten Bereichen. Die Schlösser wurden erst in den folgenden Wochen ausgetauscht [SZ 2006].
- Im Februar 2007 teilte ein Unternehmen der Aufsichtsbehörde mit, dass u. a. mitgebrachtes Werkzeug bei der Einfahrt in das Atomkraftwerk Philippsburg-1 nicht ausreichend kontrolliert worden seien. Dieser Vorwurf wurde im Rahmen einer unangemeldeten Kontrolle der Aufsichtsbehörde am 27.02.2007 bestätigt [LTBW 2009].
- Ende 2010 hat ein Mitarbeiter des Atomkraftwerks Philippsburg interne Schulungsunterlagen auf einer allgemein zugänglichen Internet-Plattform veröffentlicht. Der betreffende Mitarbeiter sei entlassen worden, eine Gefahr für das Atomkraftwerk habe nicht bestanden, da es sich um keine sicherheitsrelevanten Daten gehandelt habe, so der Betreiber [KA 2011].

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).

Es ist zwar zu befürchten, dass die Wirkung möglicher Maßnahmen sehr begrenzt ist; zu bedenken ist hierbei auch, dass die technischen Möglichkeiten für Terroranschläge wachsen und so auch weiterhin die Sicherung der Anlagen immer hinter den potenziellen Bedrohungsszenarien herhinkt.

11.3 Cyberattacken

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

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

12 Schwere Unfälle

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

12.1 Unfallhäufigkeiten

Die Unfallhäufigkeiten bzw. -wahrscheinlichkeiten werden in probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA)¹⁵ ermittelt. Dieses ist aber nicht ihre wichtigste Zielsetzung. Der Nutzen einer PSA besteht vor allem darin, ggf. vorhandene Schwachstellen in einer Anlage zu erkennen und daraus ein Verbesserungspotenzial für die Anlage abzuleiten [BFS 2005].

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

Die errechnete Häufigkeit (Erwartungswert) für Neckerwestheim-2 von sehr hohen und frühen Freisetzungen während eines Kernschmelzunfalls ist sehr niedrig und liegt bei $2,5 \times 10^{-7}$ pro Jahr [GRS 2001]. Aber die ermittelte Häufigkeit eines schweren Unfalles ist mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Nur ein Teil dieser Unsicherheiten kann zahlenmäßig erfasst werden. Um die in der Analyse erfassten Unsicherheiten zu betrachten, können die ermittelten 95%-Fraktile herangezogen werden.¹⁶ Das 95%-Fraktile für die Häufigkeit eines Unfalles mit sehr hohen und frühen Freisetzungen ist etwa viermal so hoch wie der Erwartungswert ($1 \times 10^{-6}/a$) [GRS 2001].

Vor allem aber wurden in der PSA nicht alle auslösenden Ereignisse erfasst. Der Beitrag von Erdbeben zur Unfallhäufigkeit wird nicht behandelt; die Beiträge anderer externer Einwirkungen wurden nur summarisch abgeschätzt. Für den Nichtleistungsbetrieb wurden weder übergreifende interne Ereignisse noch externe Ereignisse in die Untersuchung einbezogen, obwohl die GRS nicht ausschließt, dass solche Ereignisse einen erheblichen Risikobeitrag liefern [GRS 2001].

Laut Ergebnissen der RSK Sicherheitsüberprüfung und des Europäischen Stress Test ist die Durchführbarkeit der Notfallmaßnahmen zurzeit nicht sichergestellt. Damit werden sich die errechneten Unfallhäufigkeiten erheblich verändern.

Hinzu kommen Unsicherheiten, die in der vorliegenden PSA nicht quantifiziert wurden oder generell nicht quantifizierbar sind [GP 2012]:

- Komplexes menschliches Fehlverhalten.

¹⁵ Auch als probabilistische Risikoanalyse, PRA, benannt

¹⁶ Das 95%-Fraktile gibt jenen Wert an, unter dem der (unbekannte) tatsächliche Wert mit einer Wahrscheinlichkeit von 95% liegt.

- Alterungsbedingter Ausfälle (werden häufig erst nachträglich in die Datenbasis aufgenommen, siehe Kapitel 7)
- Unerwartete Ereignisse (z. B. extreme Wetterereignisse)
- Terrorangriffe und Sabotageaktionen
- Mangelhafte Sicherheitskultur (siehe Kapitel 9)

Die Durchführung von PSA für Atomkraftwerke ist zwar grundsätzlich sinnvoll ist, da derartige Analysen u.a. zu einem besseren Verständnis des Anlagenkonzeptes und der Identifizierung von Schwachstellen beitragen. Aber das zahlenmäßige Gesamtergebnis einer PSA – die berechnete Häufigkeit von Kernschmelzunfällen, sowie von Unfällen mit sehr hohen und frühzeitigen Freisetzungen – darf jedoch 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].

12.2 Möglicher Unfallablauf

Grundsätzlich resultiert dann ein schwerer Unfall, wenn durch mehrfache Ausfälle von Systemen die nach der Abschaltung noch anfallende Nachzerfallswärme des Reaktorkerns nicht abgeführt werden kann. Am gefährlichsten ist das Versagen des Reaktordruckbehälters bei hohem Druck (Hochdruckpfad). Denn dadurch würden erhebliche Schäden am Sicherheitsbehälter verursacht, der als letzte Barriere die Freisetzung von radioaktiven Stoffen verhindern soll. Das Hochdruckversagen soll daher durch die anlageninternen Notfallmaßnahmen sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung (SDE)¹⁷ sowie die primärseitige Druckentlastung (PDE)¹⁸ vermieden werden. Aber an der Durchführbarkeit und Funktionsfähigkeit dieser Notfallmaßnahmen unter Unfallbedingungen bestehen momentan Zweifel (siehe Kapitel 5.8).

In einer GRS-Studie wird ein Unfallablauf dargestellt für den Fall, dass die komplette Wechselspannung ausfällt¹⁹ und sich innerhalb der nächsten Stunden nicht wieder aufbauen lässt [GRS 2001]. Ohne die Notfallmaßnahmen SDE und PDE sind die Dampferzeuger nach etwa 57 min ausgedampft. Nachfolgend steigt der Druck im Reaktorkühlkreislauf an, nach 1 h 28 min beginnt die Freisetzung von Wasser und Dampf in den Sicherheitsbehälter. Nach etwa 2 h beginnt die Kernfreilegung und in den oberen Kernbereichen setzt die Kernaufheizung ein. Das Kernschmelzen beginnt nach etwa 2 h 35 min im oberen Kernbereich und schreitet auf Grund der hohen Nachzerfallsleistung rasch voran. Der Reak-

¹⁷ Im Falle der SDE werden mittels Handmaßnahmen die Dampferzeugerventile geöffnet, sodass der Druck auf der Sekundärseite absinkt. Dies führt dazu, dass noch in den Speisewasserleitungen bzw. im Speisewasserbehälter befindliches Wasser in die Dampferzeuger nachströmen kann, womit dann wieder Wärme aus dem Primärkreis abgeführt werden kann. Zusätzlich zu dieser passiven Bespeisung der Dampferzeuger kann diesen auch Wasser aus den Deionatvorratsbehältern mittels einer mobilen Pumpe aktiv zugeführt werden.

¹⁸ Im Falle der PDE wird der Druck im Primärkreis durch Öffnen und Offenhalten der Ventile am Druckhalter soweit abgesenkt, bis die Druckspeicher ihren Wasserinhalt in den Primärkreis einspeisen können

¹⁹ „Station Blackout“ (SBO) = Totalausfall der Stromversorgung (mit Ausnahmen der Batterie betriebenen unterbrechungslosen Gleichstromversorgung).

tordruckbehälter versagt nach 6 h 22 min [GRS 2001]. Hierbei käme es mit hoher Wahrscheinlichkeit zu schweren Schäden am Sicherheitsbehälter mit frühzeitigen und sehr hohen radioaktiven Freisetzungen.

Gelingt es durch Notfallmaßnahmen, ein Hochdruckversagen des Reaktordruckbehälters zu verhindern, sind dennoch erhebliche radioaktive Freisetzungen möglich. Ein schwerer Unfallablauf ist mit einem Ansteigen des Drucks im Sicherheitsbehälter verbunden. Zur Begrenzung des Drucks und damit zur Verhinderung seines Versagens ist eine gefilterte Druckentlastung (filtered venting) vorgesehen. Aber auch an der Funktionsfähigkeit und Durchführbarkeit dieser Maßnahmen bestehen momentan Zweifel (Kapitel 5.8).

13 Katastrophenschutz

Die Ergebnisse einer aktuellen Studie des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS) lassen den Schluss zu, dass die bisherigen Planungen für den anlagenexternen Notfallschutz in Deutschland nicht ausreichend sind und u.a. die folgenden Probleme auftreten können [BFS 2012a]:

- Eine Ausweitung der Notfallschutz-Maßnahmen („Aufenthalt in Gebäuden“ und „Evakuierung“ sowie „Einnahme von Jodtabletten“) auf deutlich größere Gebiete als in der Planung vorgesehen wird nötig werden.
- Der nach den Unfällen im AKW Fukushima von der japanischen Regierung neu festgelegter Richtwert (20 mSv) für „späte Evakuierung“ liegt deutlich unter dem deutschen Richtwertes (100 mSv) für eine „langfristige Umsiedlung“. Eine Absenkung des deutschen Richtwertes kann die Größe der betroffenen Gebiete zusätzlich vervielfachen.
- Die Umsetzung von Notfallschutz-Maßnahmen anhand von Sektoren der Planungszonen kommt bei einer lang andauernden Freisetzung schnell an ihre Grenzen, da oftmals mehr als die Hälfte aller Sektoren, teilweise sogar alle Sektoren betroffen sind.
- Bei lang andauernden Freisetzungen muss damit gerechnet werden, dass eine einmalige Einnahme von Jodtabletten hinsichtlich der Schutzwirkung nicht ausreichend ist. Eine wiederholte Einnahme von Jodtabletten ist bislang nicht ausreichend in den Notfallschutz-Planungen berücksichtigt.
- Bei lang andauernden Freisetzungen ist mit zusätzlichen Problemen bei der Maßnahme „Aufenthalt in Gebäuden“ zu rechnen (z.B. Gefahr einer notwendigen ungeschützten späten Evakuierung bei hohen Nuklidkonzentrationen in der Atmosphäre), die die Durchführbarkeit dieser Maßnahme deutlich erschweren.

Zu bedenken ist auch, dass die Schutzwirkung eines Gebäudes gegenüber der Inhalation von radioaktiven Stoffen gering ist. Daher kann die Dosis im Haus bei Durchzug der radioaktiven Wolke im näheren Umkreis der Anlage (einige Kilometer) lebensbedrohlich sein.

Ende 2012 warnte auch der Präsident des Bundesamts für Bevölkerungsschutz und Katastrophenhilfe, Christoph Unger, dass Deutschland auf eine großräumige, langfristige Evakuierung wie sie nach Fukushima notwendig gewesen wäre, nicht vorbereitet ist [FOCUS 2012].

Die vorhandenen Regelungen und Grundlagen zum anlagenexternen Notfallschutz in Deutschland werden derzeit in einem umfangreichen Projekt durch eine Arbeitsgruppe der SSK (A 510) bewertet und Empfehlungen für weiterführende Maßnahmen erarbeitet. Die Beratungen in der SSK sollen nach gegenwärtigem Zeitplan im Jahre 2015 abgeschlossen werden [BMU 2013].

14 Fazit

Der folgenschwere Reaktorunfall im Atomkraftwerk Fukushima-Daiichi war vorhersehbar und hätte verhindert werden können. Unfallursache war nicht, wie vorher immer betont, das unkalkulierbare Restrisiko. Eine Vielzahl von Fehlern und vorsätzlichen Nachlässigkeiten hatte zum Reaktorunfall geführt. Die Aufsichtsbehörde hat zudem weltweit anerkannte Sicherheitsrichtlinien nur sehr schleppend eingeführt [NFS 2012a]. 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 [NFS 2012b].

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

Der Aktionsplan, der u. a. im Rahmen des europäischen Stresstests aufgestellt wurde, fordert vielfältige Nachrüstungen. Diese sind noch nicht umgesetzt, aber dennoch sind die Reaktoren im Betrieb. Auch wenn die Maßnahmen eines Tages umgesetzt sind, können sie einen schweren Unfall nicht gänzlich verhindern.

Auch Faktoren, die nicht im Stresstest betrachtet wurden, können einen schweren Unfall auslösen. Insbesondere ein Brand stellt eine große Gefahr dar. Ein Terrorangriff aus der Luft oder vom Boden kann ebenfalls Auslöser eines schweren Unfalls sein.

Außerdem zeigt sich, dass auch Alterung (inklusive Folgefehler) ein Problem in deutschen Atomkraftwerken ist, welches in den nächsten Jahren mit steigendem Alter der Anlagen noch weiter zunehmen wird. Alterungsbedingte Fehler sind insbesondere wegen ihres Potenzials für GVA-Ereignisse gefährlich. GVA-Phänomene werden in Deutschland bisher nicht ausreichend berücksichtigt. Defizite bei der Sicherheitskultur und der Mangel an qualifizierten Fachkräften verschärfen die Situation.

Ein Unfall mit erheblichen radioaktiven Freisetzungen kann zurzeit in keinem deutschen Atomkraftwerk „praktisch ausgeschlossen“ werden. Dennoch sind die Katastrophenschutzpläne nicht ausreichend auf einen schweren Reaktorunfall vorbereitet. Die Konsequenzen eines Unfalls wären daher gravierend. Insgesamt ist das Risiko, das von deutschen Atomkraftwerken ausgeht, unverantwortbar hoch.

15 Literatur

- BECKER 2010 Becker, O.: Terrorangriffe aus der Luft auf (ältere) deutsche Atomkraftwerke; erstellt im Auftrag von Greenpeace; März 2010
- BFS 2005 Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke; BfS-SCHR-37/05, Salzgitter, Oktober 2005
- BFS 2011 Bundesamt für Strahlenschutz (BFS): Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2010; BfS-SK-16/11; Salzgitter; Mai 2011
- BFS 2012a Bundesamt für Strahlenschutz (BFS): Analyse der Vorkehrungen für den anlagenexternen Notfallschutz für deutsche Kernkraftwerke basierend auf den Erfahrungen aus dem Unfall in Fukushima; 19.12.2012
- BFS 2012b Bundesamt für Strahlenschutz (BFS): Kernkraftwerken in Deutschland – Meldepflichtige Ereignisse seit Inbetriebnahme; 19.12.2012; www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/standorte/karte_kw.html; gesehen Januar 2013
- BFS 2013 Bundesamt für Strahlenschutz (BFS): Monatsberichte zu meldepflichtigen Ereignissen; http://www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/berichte_meldepflichtige_ereignisse/monatsberichte.html
- BMU 1990-2006 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresberichte 1990-2005, Quartalsberichte 1-3/2006
- 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 2005a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): „Bewertung von Personalhandlungen bei der Brandentstehung, Branderkennung, und Brandbekämpfung in deutschen Kernkraftwerken“; M. Röwekamp, M. Türschmann; BMU-2005-664; 2005
- BMU 2007 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: 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 2008 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Übertragung von Elektrizitätsmengen von Kernkraftwerk Neckarwestheim II auf Block I; AZ RS I 3 – 14206/48, Bonn, 12. Juni 2008
- BMU 2009 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Bericht, 94. Sitzung des Ausschusses für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit des Deutschen Bundestages, Juli 2009, www.bmu.de/atomenergie_sicherheit/doc/print/44994.php, eingesehen im November 2009
- BMU 2010a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Fünfte Überprüfungstagung im April 2011, Berlin, August 2010
- BMU 2010b Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheits-technische 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 2010c Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Schreiben von Umweltminister Röttgen an die Abgeordnete Kotting-Uhl zur Frage der Komponenten- und Bauteileffekte der einzelnen Reaktoren; Berlin 10.03.2010
- BMU 2011 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): EU Stress-test National Report of Germany; Dezember 2011
- BMU 2012 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheits-technische Anforderungen / Maßnahmen zur weiteren Vorsorge gegen Risiken; www.bmu.de; 15.06.2012, gesehen im Januar 2013
- BMU 2012b Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Erste Überlegungen zu Konsequenzen Fukushima, Sicherheitsüberprüfung deutscher Kernkraftwerke und Neubewertung; Arbeitsgruppe RS I 3; (nicht offiziell veröffentlicht); Bonn, 16. März 2011
- 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-kernkraftwerke/?tx_ttnews\[backPid\]=308](http://www.bmu.de/service/publikationen/downloads/details/artikel/nationaler-aktionsplan-zur-umsetzung-fukushima-relevanter-erkenntnisse-fuer-die-deutschen-kernkraftwerke/?tx_ttnews[backPid]=308)
- BUND 2009 Bund für Umwelt und Naturschutz Deutschland (BUND): Studie zu den Gefahren von Laufzeitverlängerungen; Oda Becker, erstellt im Auftrag des BUND, August 2009
- BUND 2009a Bund für Umwelt und Naturschutz Deutschland (BUND): Atomstrom 2009: Sauber, sicher, alles im Griff? Aktuelle Probleme und Gefahren bei deutschen Atomkraftwerken, Helmut Hirsch, unter Mitarbeit von Oda Becker, erstellt im Auftrag des BUND, Juli 2009
- BUND 2011 Bund für Umwelt und Naturschutz Deutschland (BUND): Sicherheit der vier Atomkraftwerke in Baden-Württemberg, Kurzexpertise, Oda Becker, erstellt im Auftrag des BUND, März 2011
- BUZER 2010 Synopse zu § 12 b, www.buzer.de/gesetz/6234/al23164-0.htm, gesehen Februar 2011
- BW 2013 Umweltministerium Baden-Württemberg: Pressemitteilung; 29.01.2013
- ENSREG 2011 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG): EU Stress Tests and Follow-up; <http://www.ensreg.eu/EU-Stress-Tests>, gesehen Januar 2013
- ENSREG 2012 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG): Germany, Peer review country report; Germany 26 April 2012; www.ensreg.eu; gesehen Januar 2013
- FOCUS 2012 Focus Online: Experte warnt vor Versagen im Ernstfall: Deutschland ist auf Katastrophenfall nicht vorbereitet; 30.10.2012, www.focus.de/wissen/natur/katastrophen/experte-warnt-vor-versagen-im-ernstfall-im-katastrophenfall-geht-deutschland-gnadenlos-unter_aid_849426.html, gesehen Januar 2013
- GP 2010 Greenpeace Deutschland: Terrorangriff mit einer panzerbrechenden Waffe (AT-14 / Kornet-E) auf (ältere) deutsche Atomkraftwerke; Bericht, gekürzte Fassung; Dipl.-Physikerin Oda Becker; Erstellt im Auftrag von Greenpeace Deutschland e.V.; September 2010
- 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
- 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: Jahresbericht 2006/2007; Köln 2008

- GRS 2012a Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS): Kerntechnisches Regelwerk; www.grs.de/content/kerntechnisches-regelwerk; gesehen Januar 2013
- GRS 2012b Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS): Entsorgung abgebrannter Brennelemente aus den Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland; Ergebnisse der Länderumfrage zum Stichtag 31.12.2011; Juni 2012
- 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
- IAEA 2004 International Atomic Energy Agency: Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants; Safety Guide No. NS-G-1.10, Wien 2004
- KREUSER 2013 Kreuser, A.: Neue Erkenntnisse zu Ereignissen mit gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA); GRS-Fachgespräch; 2013
- KSA 2003 Tätigkeitsbericht der KSA für das Jahr 2002 KSA-AN-2209 7
- MAJER 2013 Gutachterliche Stellungnahme zur Gefährlichkeit des Atomkraftwerkes Brokdorf; erstellt im Auftrag von .ausgestrahlt; 07.02.2013
- NEUMANN 2010 Neumann, W. (intac GmbH), Becker, O.: Stellungnahme über Sicherheitsprobleme älterer Atomkraftwerke, Beispiel Isar 1 im Auftrag von Bündnis 90 / Die Grünen im Bayerischen Landtag, Hannover, Januar 2010
- NFS 2012a Nuklear Forum Schweiz: Fukushima- Unfall: von Menschen verursacht; www.nuklearforum.ch/de/aktuell/e-bulletin/fukushima-unfall-von-menschen-verursacht; gesehen Januar 2013
- NFS 2012b Nuklear Forum Schweiz: Fukushima: TEPCO gesteht Fehler ein; <http://www.nuklearforum.ch/de/aktuell/e-bulletin/fukushima-tepcost-gesteht-fehler-ein>; eingesehen Januar 2013
- NP 2010 Neue Presse (NP): Terror-Kommando in Deutschland?, Hannover, 18.11.2010
- 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
- RÖWEKAMP 2004 M. Röwekamp: Bewertung von Brandmodellen und Rechenprogrammen im Hinblick auf ihren Einsatz für Regulatorische Entscheidungen; Jahrestagung Kerntechnik 2004, Proceedings, Mai 2004
- RÖWEKAMP 2004b M. Röwekamp: German Experience from Reportable NPP Fire Events; in IAEA: Experience Gained From Fires In Nuclear Power Plants: Lessons Learned; IAEA-TECDOC-1421; 2004
- RÖWEKAMP 2004c M. Röwekamp: Fire & Safety 2004; 5. Fire & Safety conference, München, 11./12. März 2004
- RP 2012 Experten fordern Schutz vor Cyberattacken, zuletzt aktualisiert: 06.06.2012 - 17:39 <http://www.rp-online.de/politik/eu/experten-fordern-schutz-vor-cyberattacken-1.2861176>; gesehen im März 2013
- RSK 2003 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Erhöhung der thermischen Reaktorleistung des Kernkraftwerks Grafenrheinfeld (KKG); RSK-Stellungnahme 18.09.2003; www.rskonline.de, gesehen Januar 2013
- RSK 2004 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken; Empfehlung vom 22.08.2004, 2004

- RSK 2010 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Rahmenempfehlungen für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken; Empfehlung der Strahlenschutzkommission und der Reaktor-Sicherheitskommission; 14.10.2010; www.rskonline.de, gesehen Januar 2013
- 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, gesehen Januar 2013
- RSK 2012 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke; 26./27.09.2012; www.rskonline.de, gesehen Januar 2013
- RSK 2012a Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Ausfall der primären Wärmesenke, RSK Stellungnahme; 05.04.2012
- RSK 2012b Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Memorandum: Drohende Gefährdung der kerntechnischen Sicherheit durch Know-How- und Motivationsverlust
- RSK 2013 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Ultraschallanzeigen am Reaktordruckbehälter des belgischen Kernkraftwerks Doel, Block 3 (Doel-3); RSK Stellungnahme; 17.01.2013
- 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 2010 Western European Nuclear Regulators' Association: WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants; November 2010