



Studie zu den Gefahren von Laufzeitverlängerungen

Stand: August 2009

Verfasserin:

Dipl.-Phys. Oda Becker
Scientific Consulting
for Energy and the Environment
Kniestr. 12
30167 Hannover
Tel. 05 11 / 2 62 53 13
oda.becker@web.de

Kontakt BUND:

Thorben Becker
Teamleiter Klimaschutz
Am Köllnischen Park 1
10179 Berlin
Tel. 0 30 / 2 75 86-421
thorben.becker@bund.net
www.bund.net

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung	1
2 Auslegungsdefizite der älteren Atomkraftwerke	2
2.1 Die beiden älteren Reaktorlinien in Deutschland.....	2
2.1.1 Die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69.....	3
2.1.2 Die Druckwasserreaktoren der 2. Baulinie	4
2.2 Folgen der Auslegungsdefizite.....	5
2.2.1 Geringe Wandstärken der Reaktorgebäude (SWR 69 und DWR 2)	5
2.2.2 Schwächen der Notstromversorgung (SWR 69 und DWR 2).....	6
2.2.3 Bruchausschlusskonzept durch Nachqualifizierung (SWR 69 und DWR 2).....	7
2.2.4 Schnelles Versagen des Sicherheitsbehälters (SWR 69).....	8
2.2.5 Fehlende räumliche Trennung Not- und Nachkühlsystem (DWR 2).....	9
2.3 Sicherheitsvergleich im Rahmen der beantragten Strommengenübertragung	9
2.4 Nachrüstungen und ihre Grenzen	12
2.5 Theorie und Realität der technischen Sicherheitsgrundsätze.....	16
2.6 Errechnetes Unfallrisiko.....	17
3 Risikoerhöhung durch Alterung	18
3.1 Alterung von Komponenten	19
3.2 Maßnahmen gegen die Folgen der Alterung	20
3.3 Unzureichendes Alterungsmanagement in Deutschland.....	22
3.4 Folgen von Alterungsprozessen	24
4 Risikoreiche Betriebsweise	26
4.1 Störanfälligkeit/Meldepflichtige Ereignisse.....	26
4.2 Unzureichende Sicherheitskultur	28
4.2.1 Beispiele für eine mangelnde Sicherheitskultur.....	29
4.2.2 Schleppende Behebung von erkannten Sicherheitsmängeln.....	32
4.2.3 Unzureichendes Sicherheitsmanagementsystem.....	33
4.3 Niedrige Arbeitsverfügbarkeit.....	34
5 Risiko durch externe Gefahren	36
5.1 Steigende Terrorgefahr.....	36
5.2 Hochwasserrisiko	38
5.3 Bodenabsackung Neckarwestheim.....	39

5.4 Erdbebenrisiko	40
5.5 Ausfall der externen Netzversorgung.....	40
5.6 Niedrigwasser.....	41
6 Zusammenfassung und Fazit	41
7 Literaturangaben	44

1 Einleitung

Die Studie geht der Frage nach, ob sich das bestehende Risiko durch den Betrieb von Atomkraftwerken mit fortschreitender Alterung erhöht. Dabei stehen die Altanlagen Biblis A, Biblis B, Brunsbüttel, Isar 1, Krümmel, Neckarwestheim 1, Philippsburg 1 und Unterweser in besonderem Fokus.

Hintergrund der Studie sind die von den Betreibern und einigen Politikern geforderten Laufzeitverlängerungen.

In Kapitel 2 werden zunächst die konzeptionellen Schwächen der Altanlagen beschrieben. Es wird dabei insbesondere auf die Folgen dieser Auslegungsdefizite eingegangen. In diesem Zusammenhang werden die Grenzen von Nachrüstmaßnahmen diskutiert. Zusätzlich wird auf das Ergebnis des im Rahmen der beantragten Strommengenübertragung erfolgten Sicherheitsvergleichs der beiden Reaktoren in Neckarwestheim eingegangen.

Kapitel 3 setzt sich mit der Alterung der Komponenten in einem Atomkraftwerk auseinander. Dazu wird zunächst die Alterungsproblematik anhand der Alterungsphänomene und der Grenzen der möglichen Gegenmaßnahmen beschrieben. Anschließend erfolgt eine Bestandsaufnahme des in Deutschland praktizierten Alterungsmanagements. Auf die weitreichenden Folgen von Alterung wird abschließend hingewiesen.

Kapitel 4 beleuchtet das Risiko, das von der Art und Weise, wie die Atomkraftwerke betrieben werden, ausgeht. Wichtig ist in diesem Zusammenhang vor allem die Sicherheitskultur. Weiterhin wird auf die Bedeutung von Ereignisraten und Arbeitsverfügbarkeit eingegangen.

Kapitel 5 befasst sich mit der Bedrohung der externen Gefahren auf die älteren deutschen Atomkraftwerke. Behandelt werden neben der Terrorgefahr und dem Erdbebenrisiko, auch Gefahren, die sich aus Klimaänderungen ergeben.

2 Auslegungsdefizite der älteren Atomkraftwerke

Ältere Atomkraftwerke haben aufgrund des Kenntnisstandes zum Zeitpunkt ihrer Auslegung und ihres Baus Nachteile gegenüber den neueren Anlagen. Teilweise sind diese Nachteile durch sicherheitstechnische Nachrüstungen im Laufe der Jahre ausgeglichen worden. Daher haben die bestehenden Betriebsgenehmigungen für die Altanlagen Bestandsschutz. Jedoch wären die Anlagen heute nicht mehr genehmigungsfähig. In der Fachwelt besteht allgemein Einverständnis darüber, dass diese älteren Anlagen teilweise über geringere Sicherheitsreserven verfügen als neuere [BFS 2008].

Der Beitrag von Anlagen mit einem veralteten Anlagenkonzept zum mit der immer Atomenergie verbundenen Risiko ist überproportional hoch.

Die Grund dafür liegt auf der Hand: Der Sicherheitsstandard neuerer Atomkraftwerke ist aufgrund der gewonnenen Erfahrungen und der gestiegenen rechtlichen Anforderungen höher als der der älteren Atomkraftwerke. Die Anforderungen bezüglich der Schutzziele und der Nachweistiefen stiegen mit den Jahren erheblich. So hat sich zum Beispiel durch die vergrößerten Nachweisumfänge der Ingenieurstundenaufwand des Kraftwerkslieferanten von 1 Million Stunden für das Atomkraftwerk Biblis A im Jahre 1970 auf etwa 3,8 Millionen Stunden für das Atomkraftwerk Grafenrheinfeld im Jahre 1976 nahezu vervierfacht [BMU 2008].

2.1 Die beiden älteren Reaktorlinien in Deutschland

Die in Deutschland betriebenen Atomkraftwerke unterscheiden sich nicht nur in einzelnen sicherheitstechnischen Details. Sie lassen sich vielmehr mehreren Baulinien mit unterschiedlichen sicherheitstechnischen Grundkonzepten zuordnen. Entsprechend des bei Erteilung der ursprünglichen Errichtungs- und Betriebsgenehmigungen zu beachtenden Stands von Wissenschaft und Technik besitzen die neueren Atomkraftwerke grundsätzlich verbesserte sicherheitstechnische Grundkonzepte mit höheren Sicherheitsreserven. Die sicherheitstechnischen Verbesserungen resultieren auf einer Weiterentwicklung auf Basis der Erfahrungen mit den jeweiligen Vorläuferanlagen, wie dies auch von den Errichtern und Betreibern der Atomkraftwerke zu Recht betont wird [BMU 2008].

Die ältesten noch betriebenen Atomkraftwerke in Deutschland gehören zu den Druckwasserreaktoren der 2. Baulinie sowie zu den Siedewasserreaktoren der Baulinie 69. Beide Reaktordesigns wurden in den 1960er-Jahren entwickelt. Einige ihrer konzeptionellen sicherheitstechnischen Nachteile werden im Folgenden skizziert:

Diese im Vergleich zu den neueren Reaktortypen speziellen Schwachstellen dürfen nicht zu der Schlussfolgerung verleiten, dass die neueren Anlagen sicher sind. Auch in einem DWR der 3. oder 4. Baulinie oder einem SWR der Baulinie 72 kann ein schwerer Unfall eintreten. Die Defizite der alten Anlagen bedeuten allerdings, dass diese Anlagen besonders anfällig für Störungen und Unfälle sind.

2.1.1 Die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69

In Deutschland werden zurzeit sechs Siedewasserreaktoren (SWR) betrieben. Diese gehören zu zwei verschiedenen Baulinien. Die in dieser Studie betrachteten SWR Brunsbüttel, Isar 1, Philippsburg 1 und Krümmel gehören zu den Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 (SWR 69).

Krümmel hat dabei aus zweifacher Hinsicht eine Sonderrolle. Zum einen ging Krümmel als letzte dieser Anlagen in Betrieb und hatte zudem schon zu Betriebsbeginn eine fast doppelt so hohe Leistung wie die „kleinen“ SWR 69. Die Leistung wurde im Jahr 2007 erhöht, Krümmel ist jetzt der leistungsstärkste Siedewasserreaktor weltweit. In der folgenden Tabelle sind grundlegende Daten dieses Reaktortyps aufgelistet [ATW 2009].

Tabelle 1: Grundlegende Daten der Siedewasserreaktoren der Baulinie 69

Atomkraftwerk	Erste Netz-Synchronisation	Bruttoleistung [MW]	Nettoleistung [MW]	Eigentümer
Brunsbüttel	13.07.1976	806	771	67 % Vattenfall / 33 % E.ON
Isar 1	03.12.1977	912	878	E.ON
Philippsburg 1	05.05.1979	926	890	EnBW
Krümmel	28.09.1983	1.402	1.346	50 % Vattenfall / 50 % E.ON

In Deutschland werden noch zwei weitere Siedewasserreaktoren betrieben. Es sind die Reaktoren Gundremmingen B und C. Diese beiden Reaktoren der Doppelblockanlage Gundremmingen werden der neueren Baulinie 72 zugeordnet.

Die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 weisen gegenüber den Reaktoren der Baulinie 72 unter anderem folgende Auslegungsdefizite auf [BMU 2007]:

Reaktorgebäude

- Verhältnismäßig geringe Wandstärke

Sicherheitsbehälter

- Anfällig für rasches Versagen durch Durchschmelzen

Druckführende Umschließung

- Eingeschränkte Prüffähigkeit des Kühlkreislaufes auf Risse oder Schäden
- Bruchausschlusskonzept erst durch „Nachqualifizierung“

Reaktordruckbehälter

- Schmiederinge nicht ‚nahtlos‘ geschweißt, dadurch höheres Risiko für Rissbildungen

Kernnotkühlung

- Rückförderung aus Containmentsumpf erfolgt über aktive statt über passive Systeme
- Verfügt über eine geringere Kapazität

Elektrische Versorgung

- Weniger Stränge bei der Notstromversorgung (3–4 statt 5)
- Notstromversorgung teilweise vermascht
- Weniger Stränge bei unterbrechungslosen Gleichstromversorgung (2 x 2 statt 2 x 3)

2.1.2 Die Druckwasserreaktoren der 2. Baulinie

In Deutschland wurden vier Baulinien¹ von Druckwasserreaktoren errichtet. Die beiden Atomkraftwerke der ersten Baulinie, Obrigheim und Stade, wurden bereits abgeschaltet. Die in dieser Studie betrachteten Druckwasserreaktoren Biblis A, Biblis B, Neckarwestheim 1 und Unterweser sind Druckwasserreaktoren (DWR) der 2. Baulinie. In der folgenden Tabelle sind grundlegende Daten dieses Reaktortyps aufgelistet [ATW 2009].

Tabelle 2: Grundlegende Daten Druckwasserreaktoren der 2. Baulinie

Atomkraftwerk	Erste Netz-Synchronisation	Bruttolleistung [MW]	Nettolleistung [MW]	Eigentümer
Biblis A	25.08.1974	1.225	1.167	RWE
Biblis B	25.04.1976	1.300	1.240	RWE
Neckar 1	03.06.1976	840	785	EnBW
Unterweser	28.09.1978	1.410	1.345	E.ON

Aufbauend auf den Betriebserfahrungen der ersten beiden Baulinien und im Einklang mit den damals neuen Richtlinien (BMI-Sicherheitskriterien (1977), Störfall-Leitlinien (1983)) wurden anschließend in den 1980-Jahren die Druckwasserreaktoren der 3. und 4. Baulinie in Betrieb genommen².

Die Druckwasserreaktoren der 2. Baulinie weisen gegenüber den neueren Reaktoren eine ganze Reihe von Schwachstellen auf. Ein Teil davon wird im Folgenden skizziert [BMU 2007]:

Reaktorgebäude

- Deutliche geringe Wandstärke

Sicherheitsbehälter

- Geringere Druck- und Temperaturfestigkeit, da Auslegung für geringere Drücke (4,71 bar statt 5,3 bar) und Temperaturen (135 °C statt 145 °C)

¹ Vor einigen Jahren wurden statt von Baulinien von Generationen gesprochen. Da die Generation eines Atomkraftwerks eine international anders verwendete Kategorie ist, wird in Deutschland inzwischen von Baulinien gesprochen.

² Die DWR der 4. Baulinie werden auch als Konvoi-Anlagen und die 3. Baulinie als Vorkonvoi-Anlagen bezeichnet.

- Geringere Wandstärke (bis 29 mm statt bis 39 mm)

Druckführende Umschließung

- Behälter und Rohre nicht durchgehend aus einem Stück (nahtlos) gefertigt, dadurch mehr rissanfällige Schweißnähte an wichtigen Komponenten und Rohren des Primärkreislaufes
- Eingeschränkte Prüfbarkeit des Primärkreislaufes auf Risse und sonstige Schäden
- Bruchausschlusskonzept erst durch „Nachqualifizierung“ umgesetzt

Kernnotkühlung

- Abfahren der Sekundärseite nicht durchgehend automatisch
- Keine durchgehende räumliche Trennung (Vermaschung) der Not- und Nachkühlstränge

Elektrische Energieversorgung

- Weniger Stränge bei der unterbrechungslosen Gleichstromversorgung (4 x 1 bzw. 2 x 4 statt 3 x 4)
- Weniger Stränge bei der zusätzlichen Notstromversorgung gegen Einwirkungen von außen (1–2 statt 4)³
- Schlechtere räumliche Trennung bei der Notstromversorgung

2.2 Folgen der Auslegungsdefizite

Die Auslegungsdefizite der älteren Reaktorlinien führen dazu, dass bei diesen im Vergleich zu neueren Reaktorlinien

- die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten von Ereignissen größer ist,
- die Wahrscheinlichkeit für die Beherrschbarkeit eines Ereignisses aber geringer ist, da weniger Sicherheitsreserven vorhanden sind und
- dass die Auswirkungen eines nicht beherrschbaren Ereignisses gravierender sind.

Die negativen Folgen der Auslegungsdefizite sollen an den folgenden Beispielen verdeutlicht werden.

2.2.1 Geringe Wandstärken der Reaktorgebäude (SWR 69 und DWR 2)

Die Reaktorgebäude neuerer Atomkraftwerke weisen eine deutliche dickere Wandstärke als die Reaktorgebäude älterer Atomkraftwerke auf. Mit einer Wandstärke von bis zu 180 cm sind diese rund dreimal so dick. Dadurch sind alte Reaktoren gegen Einwirkungen von außen wesentlich verwundbarer. Dies bedeutet insbesondere hinsichtlich von Terrorangriffen ein großes Risiko [BFS 2008].

³ In Biblis Versorgung aus dem Nachbarblock

Die Reaktorgebäude der 2. Baulinie haben Wandstärken von etwa 60 cm. Die Reaktorgebäude der SWR 69 in Brunsbüttel und Philippsburg haben Wandstärken weniger als 50 cm. Für Isar 1 variiert die Wandstärke zwischen 0,35 m und 1,20 m [. Ausnahme ist das Reaktorgebäude in Krümmel, das stärkere Wände aufweist [NEUMANN 2009].

Die geringe Wandstärke des Reaktorgebäudes in SWR 69 bedeutet nicht nur eine Gefahr für den Reaktorkern, sondern auch für die Brennelemente des Abklingbeckens. Dieses befindet sich im oberen Teil des Reaktorgebäudes, außerhalb des Sicherheitsbehälters.

Bei einer Einwirkung von außen besteht bei einer Beschädigung des Lagerbeckens die Gefahr, dass erhebliche Mengen an radioaktiven Stoffen freigesetzt werden [BMU 2002c]. In Isar 1 kann sich im Abklingbecken fast die dreifache Menge an Brennelementen befinden wie im Kern [NEUMANN 2009].

2.2.2 Schwächen der Notstromversorgung (SWR 69 und DWR 2)

Viele Systeme von Atomkraftwerken, insbesondere Leittechnik und Sicherheitssysteme, sind von einer ununterbrochenen Stromversorgung abhängig. Daher verfügen Atomkraftwerke über eine mehrfache Anbindung an das öffentliche Netz. Fällt dieses aus, soll die Notstromversorgung, die aus Notstromdiesel gespeist wird, einspringen. Die Nachwärmeabfuhr und somit das Verhindern eines Kernschmelzunfalls hängt vom Funktionieren der Notstromversorgung und der Notstromdiesel ab.

Ein kompletter Ausfall der Stromversorgung („Station Blackout“) kann im schlimmsten Fall innerhalb weniger Stunden zum Beginn einer Kernschmelze führen. Die Gefahr eines Kernschmelzunfalls mit massiven radioaktiven Freisetzungen droht. Auch die Brennelemente im Lagerbecken des Reaktorgebäudes können im Laufe der Zeit überhitzen und Radioaktivität freisetzen.

Seit dem Vorfall im schwedischen Reaktor Forsmark 1 am 25.07.2006 ist der Öffentlichkeit die Gefahr eines Notstromfalls bekannt. Dort hatte ein Kurzschluss in einer externen Umschaltstation des Hochspannungsnetzes zur Reaktorschnellabschaltung von Block 1 geführt. Aufgrund eines Auslegungsfehlers funktionierte die Umschaltung auf die Eigenstromversorgung nicht wie vorgesehen. Der Start von zwei der vier Dieseldieseln schlug fehl, dadurch fiel sogar in der Reaktorwarte der Strom teilweise aus. Aufgrund mangelnder Informationen über wichtige Parameter waren der genaue Zustand des Reaktors und die Konsequenzen potenziell durchzuführender Handlungen für eine Weile völlig unklar. Der Betriebsmannschaft gelang es glücklicherweise dennoch, das Atomkraftwerk wieder an das Netz anzuschließen und einen folgenschweren Unfall zu verhindern [SCHNEIDER 2007].

In den älteren deutschen Atomkraftwerken ist die Notstromversorgung eine Schwachstelle. Bei den SWR 69 sind z. B. weniger redundante Stränge der Notstromversorgung (3–4 statt 5) vorhanden als in der neueren Baulinie [BMU 2007]. Redundant vorhandene Sicherheitssysteme sind mehrfach vorhandene Systeme, diese sollen gewährleisten, dass bei dem Ausfall eines Systems ein anderes System die Funktion übernehmen kann. Außerdem sind die redundant vorhandenen Stränge auch noch teilweise vermascht. Konsequenz ist, dass ein Fehler in einem System zu einem Funktionsverlust eines weiteren Systems führen kann,

da diese gemeinsame Komponenten besitzen. Bei jüngeren Anlagen ist dagegen eine weitgehende Entmaschung gegeben. Ziel einer Entmaschung ist, dass redundante Systeme keine gemeinsamen Komponenten besitzen, damit ein ausfallendes Sicherheitssystem nicht das Nachbarsystem beeinträchtigt.

Bei dem durchgeführten Sicherheitsvergleich der beiden Reaktorblöcke des AKW Neckarwestheim schnitt die Notstromversorgung des neueren Blocks (Neckarwestheim 2) insgesamt deutlich besser ab als die des älteren Blocks (Neckarwestheim 1). Dafür gab es mehrere Gründe. Das Konzept des neueren Blocks ist bezüglich der räumlichen Redundanztrennung stringenter aufgeteilt. Außerdem besitzt der neuere Block durch zusätzliche Notstromdiesel, die jeweils fest an Notspeisepumpen gekoppelt sind und darüber hinaus weitere elektrische Einrichtungen speisen können, größere sicherheitstechnische Reserven. Zudem sind die Antriebe der Notspeisepumpen diversitär aufgebaut [BMU 2008].

Bis 2006 kam es – außer in den beiden neuen Atomkraftwerken Neckarwestheim 2 und Emsland – in allen noch betriebenen Atomkraftwerken zu einem Ausfall des Hauptnetzanschlusses, insgesamt 37 Mal. In 29 dieser Fälle trat – offenbar durch Versagen der Umschaltung auf das Reservenetz – der Notstromfall auf. Bisher kam es dabei zu keiner Fehlfunktion der Diesellaggregate. Funktionsmängel wurden bisher nur bei Prüfungen festgestellt, das allerdings relativ häufig [BMU 2006].

Insgesamt ist durch die geringere Zahl der Redundanzen und die teilweise Vermaschung die Wahrscheinlichkeit für einen Ausfall des Notstromsystems in alten Reaktoren größer als in neueren. Die ebenfalls erhöhte Störanfälligkeit verschärft die Problematik.

2.2.3 Bruchausschlusskonzept durch Nachqualifizierung (SWR 69 und DWR 2)

Ein wichtiges Element des Sicherheitskonzepts deutscher Atomkraftwerke ist das sogenannte Bruchausschlusskonzept, welches die Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen druckführenden Rohrleitungen gewährleisten soll. Wenn für ein System Bruchausschluss nachgewiesen ist, so bedeutet dies zumindest theoretisch, dass die Fertigungsqualität so hoch ist und alle bei Betrieb und Störfällen möglichen Belastungen und Schädigungsmechanismen so beherrscht werden, dass ein spontanes Versagen dieser Rohrleitung in Form eines Bruchs nach dem heutigen Wissen der Ingenieurskunst auszuschließen ist.

Dieses Konzept, das aufgrund seiner immer vorhandenen Wissenslücken grundsätzlich keine hundertprozentige Sicherheit garantieren kann, bestand in neueren Anlagen bereits bei der Auslegung. Anforderung an die Qualität des Werkstoffes, Fertigung und Auslegung konnten so bereits bei Herstellung und Errichtung berücksichtigt werden.

In den älteren Anlagen wurde das Bruchausschlusskonzept erst später implementiert. Sicherheitstechnisch wichtige Rohrleitungen wurden durch umfangreiche Prüf- und Austauschprogramme nachqualifiziert. Diese nachträgliche Qualifizierung bedeutet ein geringeres Sicherheitsniveau, was folgendes Beispiel konkretisiert.

Das BMU führt in dem Sicherheitsvergleich der beiden Blöcke des Atomkraftwerks Neckarwestheim aus, Unterschiede hinsichtlich der Ausführung der druckführenden Umschließung könnten durch zusätzlichen Prüf- und Nachweisaufwand weitgehend

kompensiert werden. Inwieweit die in Neckarwestheim 1 damit bestehenden diesbezüglichen Unterschiede kompensiert worden sind, könne anhand der den Sachverständigen vorliegenden Unterlagen allerdings nicht bewertet werden.

Unabhängig davon lägen jedoch die qualitativen Unterschiede in der Zähigkeit des Werkstoffs und in der unterschiedlichen Auslegung der Rohrleitungen vor. Neckarwestheim 1 weise ein höheres Spannungsniveau in der Hauptkühlmittelleitung auf, was zu einer deutlich geringeren kritischen Risslänge⁴ führe. Daraus ergäben sich für Neckarwestheim 1 für den Bruchausschluss generell geringere Sicherheitsmargen [BMU 2008].

Insgesamt ist die Wahrscheinlichkeit für gefährliche Risse und für Kühlmittelverlustunfälle in alten Atomkraftwerken höher.

2.2.4 Schnelles Versagen des Sicherheitsbehälters (SWR 69)

Der Sicherheitsbehälter ist eine entscheidende Barriere eines Atomkraftwerks, die das Entweichen radioaktiver Stoffe in die Umgebung erschweren soll. Er umschließt den nuklearen Teil der Anlage und soll bei Störfällen den austretenden Dampf aufnehmen, ohne zu versagen. Der Sicherheitsbehälter der SWR 69 hat zwei wesentliche Auslegungsschwächen.

Dieser Sicherheitsbehälter hat im Vergleich mit anderen Reaktordesigns einen sehr kleinen Durchmesser. Auf diesem engen Raum befinden sich sehr viele Einbauten, folglich ist das freie Volumen nur klein. Daher ist im Falle eines unterstellten Störfalles, bei dem sich im Sicherheitsbehälter im Falle des zusätzlichen Versagens aller anderen Sicherheitsmaßnahmen der Druck erhöht, rascher der Zeitpunkt erreicht, an welchem dieser dem Druck nicht mehr standhalten kann [BFS 2008]. Nachrüstungen erfolgten, der Druck soll nun im Falle eines Unfalls über ein gefiltertes Entlastungssystem abgebaut werden – sofern es bei derartig störungsanfälligen Reaktoren nicht ausfällt.

Die wesentlichere und nicht nachrüstbare Auslegungsschwäche des Sicherheitsbehälters ist aber seine stählerne Bodenwanne. Kommt es einmal zur Kernschmelze, dann dringt der geschmolzene Reaktorkern innerhalb weniger Stunden durch den Reaktordruckbehälter und fällt in die stählerne Bodenwanne des Sicherheitsbehälters. Diese Wanne schmilzt innerhalb von Minuten durch. Bei anderen Anlagentypen würde der geschmolzene Kern auf Betonfundamente treffen, die erst nach Tagen durchschmelzen. So kommt es sehr rasch nach Beginn eines Kernschmelzunfalls zu radioaktiven Freisetzungen. Diese sind außerdem, verglichen mit Unfallabläufen, bei denen der Sicherheitsbehälter erst später versagt, besonders groß, da sich nur ein relativ kleiner Teil der flüchtigen Radionuklide innerhalb des Sicherheitsbehälters absetzen kann.

Im November 2006 stellte die GRS die Ergebnisse einer Probabilistischen Sicherheitsanalyse der Stufe 2 (PSA 2) für die drei kleinen Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 vor [LÖFFLER 2006]. Ziel einer PSA 2 ist, die Wahrscheinlichkeit der Unfallabläufe und ihrer Folgen zu ermitteln. Dazu wurden mögliche Unfallszenarien mit Computermodellen

⁴ Ein wesentlich kleinerer Riss muss gefunden werden, wenn daraus kein gefährlicher Schaden entstehen soll.

durchgerechnet. Ergebnis dieser Studie war, dass bei einem Kernschmelzunfall der Boden des Reaktordruckbehälters fast immer (in 98 % der Fälle) versagt. Nach Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters versagt der Sicherheitsbehälter in jedem Falle – und das schon nach einigen Minuten. Es kommt in den meisten Fällen zu hohen Freisetzungen von Radionukliden.

Erschreckend an dem Ergebnis war aber insbesondere, dass die Vorwarnzeit vor einer Freisetzung meist nur zwischen 1,5 und 5 Stunden beträgt [LÖFFLER 2006]. So bleibt bei einem Kernschmelzunfall nur extrem wenig Zeit für eine Evakuierung der Bevölkerung. Dabei sind je nach Wetterlage auch in einer Entfernung von mehr als 50 km zum Reaktor noch Strahlenbelastungen möglich, die die Katastrophenschutzmaßnahme Evakuierung erfordern. Kann die Evakuierung nicht rechtzeitig erfolgen, ist in der Nähe der Anlage mit akuten Strahlenkrankheiten mit zum Teil tödlichen Folgen, in größerer Entfernung mit teils erheblichen Langzeitfolgen (vor allem Krebs und genetische Schäden nachfolgender Generationen) zu rechnen.

2.2.5 Fehlende räumliche Trennung Not- und Nachkühlsystem (DWR 2)

Ein Auslegungsdefizit, das sich durch Nachrüstungen nicht beheben lässt, weil es in der baulichen Anordnung begründet liegt, ist eine fehlende räumliche Trennung der Sicherheitssysteme. In Biblis B wurden einer inzwischen veralteten Sicherheitsphilosophie folgend jeweils zwei gleichartige Sicherheitssysteme in einem gemeinsamen Raum untergebracht, statt wie in neueren Atomkraftwerken alle vier redundanten Sicherheitssysteme räumlich von einander zu trennen.

Die unzureichende räumliche Trennung betrifft das Not- und Nachkühlsystem, bei dem jeweils zwei Stränge und Pumpen in einem Raum untergebracht sind. Das Not- und Nachkühlsystem übernimmt bei einem Kühlmittelverluststörfall sicherheitstechnisch besonders wichtige Aufgaben: Die Kühlung des Kerns und die Abfuhr der Nachzerfallswärme des Reaktors. Es dient somit der Verhinderung einer Kernschmelze. Auch in Neckarwestheim 1 kann als Folge des Ausfalls eines Stranges des Notkühlsystems ein weiterer Strang ausfallen [BRD 2006].

Wenn in einem Strang im Rahmen eines Störfalls ein Schaden auftritt und dadurch automatisch ein weiterer Strang ausfällt, sind nur noch die beiden erforderlichen Stränge vorhanden. Bei einem weiteren Schaden – zum Beispiel durch Alterungseffekte oder fehlerhafte Einstellungen der Ventile – ist die Störfallbeherrschung gefährdet.

2.3 Sicherheitsvergleich im Rahmen der beantragten Strommengenübertragung

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) entwickelte eine Vorgehensweise für den Sicherheitsvergleich von Anlagen bei Anträgen zur Reststrommengenübertragung. Hierfür wurden grundsätzlich zu untersuchende sicherheitstechnisch relevante Ereignisse und sonstige Betriebs- und Auslegungsmerkmale („Bewertungsgegenstände“) festgelegt, anhand derer ein Sicherheitsvergleich durchgeführt werden sollte [BMU 2008].

Für jeden dieser Bewertungsgegenstände wurde als Bewertungsmaßstab der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik herangezogen. Dabei wurden neben dem Erfüllungsgrad von regulatorischen Sicherheitsanforderungen bezüglich der Beherrschbarkeit von Ereignissen auch die anlagenspezifischen Reserven in die Bewertung miteinbezogen. Die Bewertung der Sicherheitsfunktionen erfolgte im Wesentlichen im Hinblick auf deren Wirksamkeit und Qualität.

Bei der vergleichenden Beurteilung der Anlagensicherheit wurde vom international anerkannten Sicherheitsebenen-Konzept ausgegangen. Die Einhaltung der Sicherheit der Anlagen und die Integrität der Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe soll durch ein gestaffeltes Sicherheitskonzept in vier Ebenen auf der Basis von bekannten grundlegenden sicherheitstechnisch relevanten Ereignissen und Störfällen erreicht werden.

Es ist das Wesensmerkmal des gestaffelten Sicherheitskonzepts, dass jede Ebene greift, um das angestrebte Sicherheitsniveau zu erreichen. Das gestaffelte Sicherheitskonzept besteht aus folgenden vier Ebenen:

- Auf der Sicherheitsebene 1 ist durch eine entsprechende Auslegung und Qualität der technischen Einrichtungen sowie durch eine geeignete Betriebsführung ein sicherer Normalbetrieb unter Vermeidung von Störungen gewährleistet.
- Auf der Sicherheitsebene 2 werden im Rahmen der Bedingungen für den bestimmungsgemäßen Betrieb einer Anlage Störungen (anomaler Betrieb) beherrscht und Störfälle vermieden.
- Auf der Sicherheitsebene 3 werden im Rahmen der Bedingungen für Auslegungsstörfälle diese mit hoher Zuverlässigkeit beherrscht, sodass Zustände mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen praktisch ausgeschlossen werden können.
- Auf der Sicherheitsebene 4 werden Auswirkungen von seltenen (auslegungsüberschreitenden) Ereignissen (anlageninterne Ereignisse sowie spezielle Einwirkungen von Außen) beherrscht (Sicherheitsebene 4a), bei Ereignissen mit Mehrfachversagen von sicherheitstechnischen Einrichtungen schwere Kernschäden vermieden (präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen der Sicherheitsebene 4b), bei Unfällen mit schweren Kernschäden die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung begrenzt (mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen der Sicherheitsebene 4c).

Vergleich Neckarwestheim 1 und Neckarwestheim 2

Für den Sicherheitsvergleich zwischen den beiden Blöcken des Atomkraftwerks Neckarwestheim, es sind ein DWR der 2. Baulinie (Neckarwestheim 1) und ein DWR der 4. Baulinie (Neckarwestheim 2), wurden insgesamt 23 Bewertungsgegenstände festgelegt. Bei 17 dieser Bewertungsgegenstände ergab sich ein sicherheitstechnischer Vorteil für Neckarwestheim 2, für einen ein sicherheitstechnischer Vorteil für Neckarwestheim 1, bei vier Bewertungsgegenständen konnte kein Unterschied zugeordnet werden und ein Bewertungsgegenstand konnte nicht bewertet werden (siehe Tabelle 3) [BMU 2008].

Tabelle 3: Bewertungsgegenstände und die Ergebnisse des Sicherheitsvergleichs

Bewertungsgegenstand	Neckar 2	Neckar 1
1 Auswertung Betriebserfahrung	+	–
2 radiologische Belastung Personal	+	–
3 Nachqualifizierung Brauchausschluss	+	–
4 Fehlöffnen einer Umleitstation	o	o
5 Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation	–	+
6 Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt	+	–
7 Notstromfall kürzer als zwei Stunden	n	n
8 Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung	+	–
9 Leck/Bruch im Frischdampf-/Speisewassersystem oder in der Dampferzeugerabschlammung innerhalb des Ringraumes	+	–
10 Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem zwischen Ringraum und erster Absperrarmatur	+	–
11 Fehlerhafter Füllstand bei Mitte-Loop-Betrieb mit Folgeausfall der Nachkühlpumpen	+	-
12 Kleines Leck an der druckführenden Umschließung zwischen 20 cm ² und 50 cm ²	o	o
13 Großes Leck an der druckführenden Umschließung (Leckquerschnitt = 0,1 F)	+	–
14 Versagen eines Dampferzeuger-Heizrohres größer als betrieblich zulässige Leckagen bis maximal 2 F	+	–
15 Anlageninterner Brand	+	-
16 ATWS: Ausfall Hauptspeisewasserversorgung, ATWS: Notstromfall	+	–
17 Flugzeugabsturz	+	–
18 Ausfall der gesamten Dampferzeuger-Bespeisung mit der Tendenz zur völligen Ausdampfung der Sekundärseiten	o	o
19 Kühlmittelverlust mit kleinem Leckquerschnitt mit der Tendenz zum Anstieg des Kühlmitteldrucks über den Förderdruck der Hochdruck-Einspeisepumpen	o	o
20 Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Strangs des Nachwärmeabfuhrsystems incl. Kühlkette nach Inbetriebnahme der Nachkühlketten	+	–
21 Unterkühlungstransienten durch Frischdampf-/Speisewasserleck/-bruch	+	–
22 Leck am Anschlussstutzen der Hauptkühlmittelleitung am Reaktordruckbehälter	+	–
23 Erdbeben	+	–

Die Bewertung der Ergebnisse der einzelnen Bewertungsgegenstände und die daraus resultierende Bewertung für jede einzelne Sicherheitsebene und die abschließende Gesamtbewertung des Anlagenvergleichs haben ergeben, dass Neckarwestheim 2 insgesamt sicherer ist als Neckarwestheim 1.

Nach Auffassung des BMU ist auf Grundlage einer Gesamtbewertung der durchgeführten vergleichenden Sicherheitsanalyse festzustellen, dass eine Übertragung von

Elektrizitätsmengen auf Neckarwestheim 1 das Risiko der Nutzung der Atomenergie für die Bevölkerung erhöhen würde.

Neckarwestheim 1 hat auf der Sicherheitsebene 1 für alle der untersuchten übergeordneten Aspekte für Betriebs- und Auslegungsmerkmale weniger Reserven für die Vermeidung von Störungen aufgewiesen als Neckarwestheim 2. Bereits bei den übergeordneten Aspekten auf der Sicherheitsebene 1 den Betriebs- und Auslegungsmerkmalen, weist Neckarwestheim 1 nachteilige Voraussetzungen zur Vermeidung von Störungen gegenüber Neckarwestheim 2 auf. Hier spielen insbesondere konzeptionelle Nachteile, die verwendeten Materialien und die resultierende Strahlenbelastung des Personals, eine große Rolle.

Auf der Sicherheitsebene 2 überwiegt in der Summe der Nachteil für Neckarwestheim 1 (durch das Fehlen eines Zusatzboriersystems).

Auf den Sicherheitsebenen 3 weist Neckarwestheim 1 geringere Sicherheitsreserven auf als Neckarwestheim 2. Die Sicherheitsreserven bei der Störfallbeherrschung beruhen unter anderem auf folgenden Tatsachen:

- Neckarwestheim 2 verfügt über eine gesonderte Notnachkühlkette und hat so bei einem Ausfall von Nachkühlsträngen eine größere Reserve
- Neckarwestheim 2 verfügt für den Fall eines Lecks am Anschlussstutzen der Hauptkühlmittelleitung am Reaktordruckbehälter über ein mehr als doppelt so großes Kühlmittelinventar in den Flutbecken und hat damit höhere Reserven hinsichtlich der Erreichung des erforderlichen Sumpfwasserinventars zur Sicherstellung einer effektiven Rückförderung
- Neckarwestheim 2 verfügt über größere sicherheitstechnische Reserven durch räumliche und verfahrenstechnische Trennung im Hinblick auf Einwirkung von Innen (EVI) und von Außen (EVA)

Auf der Sicherheitsebene 4 weist Neckarwestheim 1 im Vergleich zu Neckarwestheim 2, insbesondere aufgrund der schwächeren Auslegung gegen einen Flugzeugabsturz, geringere Sicherheitsreserven und somit eine höhere Gefährdung der Bevölkerung durch Freisetzung von Radioaktivität auf [BMU 2008].

Abschließend muss an dieser Stelle betont werden, dass die Tatsache, dass Neckarwestheim 2 im Vergleich zu Neckarwestheim 1 sicherer ist, nicht bedeutet Neckarwestheim 2 ist absolut gesehen sicher. Es bedeutet aber, dass der Beitrag von Neckarwestheim 1 zum bestehenden Risiko durch die betriebenen Atomkraftwerke in Deutschland überproportional hoch ist.

2.4 Nachrüstungen und ihre Grenzen

Von der Atomindustrie wird oft versichert, die älteren Reaktoren würden ständig nachgerüstet und wiesen so ein hohes Sicherheitsniveau auf. Als Beweis werden hohe Summen genannt, die in ihre Nachrüstungen investiert würden. Damit soll glauben gemacht werden, durch Nachrüstungen seien ältere Atomkraftwerke genauso sicher wie neuere. Doch die Realität sieht anders aus. Im Folgenden sollen die Grenzen der Nachrüstungen aufgezeigt werden.

Nicht alle Auslegungsdefizite lassen sich durch Nachrüstungen beseitigen

Ein erheblicher Teil der Sicherheitsstandards wird bereits bei der Auslegung des Atomkraftwerks festgelegt und kann durch Nachrüstungen nicht mehr verbessert werden. Schon aus diesem Grund ist die Behauptung, die deutschen Atomkraftwerke würden durch umfangreiche Nachrüstungen immer auf dem neuesten Stand gehalten, unzutreffend. Da nicht alle Auslegungsdefizite nachrüstbar sind, haben die Atomkraftwerke der älteren Baulinie definitiv ein niedrigeres Sicherheitsniveau als solche neuerer Baulinien.

Beispiele für nicht nachrüstbare Auslegungsdefizite sind die verhältnismäßig dünnwandigen Reaktorgebäude, der Sicherheitsbehälter der SWR 69 oder die fehlende räumliche Trennung des Not- und Nachkühlsystems in den alten DWR.

Wirtschaftliche Erwägungen verhindern Nachrüstungen

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. Das was „erforderlich“ ist, wird aber nicht nur von sicherheitstechnischen Kriterien bestimmt, sondern auch von wirtschaftlichen.

Eine Nachrüstung von Altanlagen kann die zuständige Landesatomaufsicht nur unter Beachtung des Verhältnismäßigkeitsprinzips erzwingen. Gerade im Bereich der Risikovorsorge ist eine nachträgliche Anforderung nur dann verhältnismäßig, wenn sie nicht nur technisch realisierbar ist, sondern auch angestrebter Erfolg und voraussichtlicher Aufwand bei der Prüfung angemessen berücksichtigt werden. Kriterium für die Angemessenheit ist die Zumutbarkeit für den Betreiber.

Die Bundesaufsicht führt zu diesem Punkt in dem Ablehnungsbescheid zur Strommengenübertragung von Neckarwestheim 2 auf Neckarwestheim 1 aus: Der Gesetzgeber habe zwar gewusst, dass es bei den älteren deutschen Atomkraftwerken zahlreiche sicherheitstechnische Nachrüstungen mit dem Ziel gegeben hat, bestimmte konzeptionelle Nachteile gegenüber den neueren Anlagen auszugleichen oder zu verkleinern. Es sei dem Gesetzgeber jedoch auch bekannt gewesen, dass bestimmte Maßnahmen der Risikovorsorge, die in den jüngeren deutschen Kernkraftwerken realisiert sind, bei den älteren Kernkraftwerken nachträglich entweder aus technischen oder aus wirtschaftlichen Gründen nicht durchgesetzt wurden.

Die Bundesaufsicht weist weiterhin darauf hin, dass der bei Entscheidungen nach Atomgesetz (§§ 17 und 19 AtG) bestehende Beurteilungs- und Ermessensspielraum von der zuständigen Landesatomaufsicht in unterschiedlicher Weise ausgeübt wird. Deshalb könnten sogar verhältnismäßige Nachrüstungen unterblieben sein [BMU 2008].

Nachrüstungen erreichen nicht das erforderliche Sicherheitsniveau

Der Brandschutz in Altanlagen verlässt sich auf aktive Maßnahmen, die versagen können, statt auf eine entsprechende räumliche Trennung (passive Maßnahmen) und besitzt damit sicherheitstechnisch Nachteile.

Als Folge von Erfahrungen mit Bränden in Atomkraftwerken und der Ergebnisse von Brandanalysen wurden in älteren Atomkraftwerken umfangreiche Nachrüstungen durchgeführt. Brandschutzwände wurden errichtet, Brandmeldeeinrichtungen installiert, betriebliche Brandschutzmaßnahmen eingeführt usw. So konnte der Brandschutz deutlich verbessert werden. Allerdings darf diese Verbesserung nicht darüber hinwegtäuschen, dass in den Altanlagen kein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechender Brandschutz besteht, sondern die Anlagen nur an diesen Stand „herangeführt“ wurden.

Laut RSK-Leitlinien gehören anlageninterne Brände zu den Störfällen, gegen die anlagentechnische Schadensvorsorge getroffen werden muss. Die Präzisierung dieser Vorsorge ist in KTA-Regeln festgelegt. In der entsprechenden KTA-Regel (2101) heißt es aber, sofern die genannten Maßnahmen nicht in dem Umfang durchgeführt werden können, dass der bei Bränden erforderliche Schutz sichergestellt ist, sind zusätzliche Maßnahmen zur Branderkennung (Brandmelder) sowie zur Brandbekämpfung (ortsfesten Feuerlöschanlagen) festzulegen [KTA 2000].

Dieser Passus wurde im Hinblick auf den Bestandschutz der Altanlagen hinzugefügt. Da die erforderliche räumliche Trennung der Sicherheitssysteme nicht mehr nachträglich hergestellt werden kann, soll in Altanlagen diese Schwäche, die zu einer gefährlichen Ausbreitung des Brandes über alle erforderlichen Sicherheitssysteme führen kann, durch einige zusätzliche Brandmelder und Feuerlöschanlagen kompensiert werden.

Dass diese bei einem ernsthaften Brand ausreichend Sicherheit gewährleisten, muss bezweifelt werden. Sicher ist aber, dass ein unterschiedliches Sicherheitsniveau zwischen alten und neuen Anlagen besteht. Beim sicherheitstechnischen Vergleich der beiden Blöcke in Neckarwestheim kommt das BMU zu folgendem Ergebnis:

Bei der Verhinderung bzw. Bekämpfung des anlageninternen Brandes bestehen konzeptionelle Unterschiede zwischen Neckarwestheim 1 und 2. Der in Neckarwestheim 2 nahezu vollständig realisierte Vorrang passiver Maßnahmen vor aktiven ist grundsätzlich sicherheitstechnisch günstiger. Das Brandschutzkonzept von Neckarwestheim 1 stützt sich in all den Raumbereichen, in denen eine konsequente vollständige bauliche bzw. brandschutztechnische Redundanztrennung durch Bildung von Brandabschnitten und Brandbekämpfungsabschnitten nicht gegeben ist, verstärkt auf kompensatorische aktive Brandschutzmaßnahmen [BMU 2008].

Erforderliche Nachrüstungen verzögern sich viele Jahre

Sicherheitstechnisch erforderliche Nachrüstungen erfolgen – wenn überhaupt – in der Regel alles andere als umgehend. Auch wenn die Hürden technisch machbar und wirtschaftlich verhältnismäßig nach Jahren genommen sind, wird eine Nachrüstung im seltenen Fall sofort umgesetzt. Es ist vielmehr Praxis, dass die Anlage weiterläuft und der Betreiber die Nachrüstungen in den nächsten Revisionen durchführen lässt.

Wie lange dieser Umsetzungsprozess dauern kann, soll an folgendem Beispiel verdeutlicht werden: Nachdem es im Dezember 1987 nach 12 Jahren Betriebszeit in Biblis A zu einem schweren Ereignis kam, forderte die Landesatomaufsicht eine komplette Untersuchung der

Anlage. Auf der Grundlage dieser 1991 fertiggestellten Sicherheitsanalyse erteilte die Landesaufsicht einen Bescheid mit 49 einzelnen Auflagen zur Anlagensicherheit. Diese geforderten Nachrüstungen betrafen unter anderem eine Verbesserung der Erdbebensicherheit.

Das Unternehmen brauchte rund zwei Jahre, um die Genehmigungsanträge für die verlangten Änderungen zu stellen. In vielen Fällen musste die Atomaufsichtsbehörde durch Fristsetzung auf die Einreichung der Anträge drängen [GP 2005].

Im April 2006 waren laut Bundesregierung von den 15 Jahre zuvor verlangten Auflagen erst 19 vollständig und 6 teilweise erfüllt. Ein Teil der Auflagen (11) befand sich noch in der behördlichen Prüfung der Erfüllung bzw. übrigen Teilerfüllung⁵ [BRD 2006].

Nachrüstungen werden fehlerhaft umgesetzt

Werden die sicherheitstechnisch erforderlichen Nachrüstungen dann nach vielen Jahren umgesetzt, sind diese Maßnahmen unter Umständen fehlerhaft.

Im Juli 2007 wurden in Brunsbüttel fehlerhafte Verankerungen der Rohrleitungshalterungen des Not- und Nachkühlsystems entdeckt. Diese Halterungen sollen während eines Ereignisses mit Einwirkungen von außen (EVA) insbesondere bei einem Erdbeben die Sicherheit der Anlage gewährleisten. Diese Fehler waren nicht nur aufgrund von angeordneten „Übertragbarkeitsprüfungen“ bemerkt worden. Anlass dazu gaben etwa 8.000 falsch gesetzte Dübel in Biblis.

Um zukünftig ähnlich gravierende bauliche Mängel bei Nachrüstmaßnahmen zu vermeiden, sollen in Brunsbüttel die personellen Ressourcen im Bereich Bautechnik verstärkt, das zuständige Sachgebiet Bautechnik zum atomrechtlich verantwortlichen Teilbereich Bautechnik aufgewertet und das Kapitel im Betriebshandbuch bezüglich Änderungs- und Instandhaltungsverfahren überarbeitet werden [VATTENFALL 2007].

Das heißt, ursächlich für diese fehlerhaften Nachrüstungen war zum einen ein Mangel an fachkundlichem Personal. Außerdem wurden diese Arbeiten offenbar nicht nach Atomrecht durchgeführt und unterlagen damit nicht angemessenen Qualitätssicherungsmaßnahmen. Zudem waren die Ausführungen im Betriebshandbuch für diese Arbeiten ungenügend. In Brunsbüttel waren also nicht einzelne Personen für den fehlerhaften Einbau verantwortlich, sondern die Betriebsorganisation weist große Schwächen auf. Es ist zu befürchten, dass aufgrund dieser Schwächen weitere Nachrüst- oder Baumaßnahmen unsachgemäß erfolgt sind.

Nachrüstungen haben möglicherweise negative Folgen

Atomkraftwerke sind komplexe Anlagen. Nachrüstungen können die ohnehin schon komplexen Anlagen noch unübersichtlicher machen. So ist es nie ganz auszuschließen, dass

⁵ Zum Stand der weiteren Auflagen sind keine Informationen vorhanden.

Nachrüstungen auch unerwünschte Auswirkungen haben oder sogar kontraproduktiv sind. Letzteres wird hinsichtlich der nachgerüsteten katalytischen Rekombinatoren in Druckwasserreaktoren zurzeit in Fachgremien diskutiert [NL 2009].

2.5 Theorie und Realität der technischen Sicherheitsgrundsätze

Um die Sicherheit von Atomkraftwerken trotz Ausfallwahrscheinlichkeiten von Einzelkomponenten zu gewährleisten, existieren eine Reihe von Sicherheitsprinzipien bei der Auslegung von Atomkraftwerken. Für drei der wichtigsten Sicherheitsprinzipien werden im Folgenden das theoretische Prinzip und die reale Auslegung in den Altanlagen gegenübergestellt.

Unabhängigkeit

Theorie: Die einzelnen redundanten Sicherheitssysteme sind ohne Vermaschung vollkommen unabhängig voneinander. Vor allem dürfen keine gemeinsamen aktiven Komponenten vorhanden sein. Das gilt auch für alle zugehörigen Hilfssysteme, wie Kühlung und Stromversorgung.

Realität: Tatsächlich sind in den Altanlagen aber Sicherheitssysteme, die mehrfach vorhanden sind, vermascht. Das gilt für die sicherheitstechnisch besonders wichtigen Notstromsysteme in den Siedewasserreaktoren der Baulinie 69.

Trennung

Theorie: Um einen vollständigen Ausfall zu vermeiden, müssen die Sicherheitssysteme gleicher Funktion so weit wie möglich räumlich getrennt aufgestellt werden, damit sie nicht durch die gleiche Einwirkung zerstört werden können.

Realität: In den Altanlagen ist keine durchgehende räumliche Trennung vorhanden. So sind beim Not- und Nachkühlsystem der Druckwasserreaktoren der 2. Baulinie jeweils zwei Stränge und Pumpen in einem Raum untergebracht.

Redundanz

Theorie: Damit das Versagen eines oder mehrerer Systeme keine sicherheitstechnischen Auswirkungen hat, ist mehr als ein System für die gleiche Funktion vorhanden und jedes System ist einzeln in der Lage, die Aufgabe zu erfüllen.

Realität: Mehrfach vorhandene Sicherheitssysteme gewährleisten nur dann eine höhere Sicherheit, wenn diese räumlich getrennt sind und nicht vermascht sind. In den Altanlagen ist dieses, wie bereits dargestellt, nicht immer der Fall. Aber noch eine weitere Problematik zeichnet sich für Altanlagen ab.

Im Störfallablauf nach dem Transformatorbrand in Krümmel am 28.06.2007 erfolgte aufgrund des Ausfalls der Eigenbedarfsversorgung eine Umstellung der Stromversorgung auf das Reservenetz. Dabei wurden einige Systeme, u. a. die Speisewasserpumpen kurzfristig abgeschaltet. Nach der Umstellung sollte die Speisewasserversorgung mit nur einer Speisewasserpumpe erfolgen. Das Wiedereinschalten der erforderlichen Pumpe misslang in Krümmel. Im komplexen Ein- und Ausschaltprozess der Pumpen wurde ein wichtiges Signal

falsch gegeben. Da in der Steuerung keine redundante Absicherung vorhanden war, fiel die komplette betriebliche Kühlwasserversorgung aus. Das Kühlmittel im Reaktor sank um zwei Meter. Ein Notfallsystem musste einspringen [VATTENFALL 2007a].

Das fehlerfreie Zuschalten der Reaktorspeisewasserpumpe nach Umstellung auf das Fremdnetz ist ein Vorgang, der sicherheitstechnisch wichtig ist und regelmäßig überprüft werden sollte. Einzige Besonderheit im Ereignisablauf am 28.06.2007 war der minimale zeitliche Versatz im Ausfall der beiden Teilstränge der Stromversorgung. Es ist als ein Planungsfehler zu werten, dass dieser vorhersehbare Fehler bei Auslegung der Steuerung nicht berücksichtigt wurde. Zudem ist es erstaunlich, dass dieser nicht schon vorher – bei der Simulation von Störfällen – bemerkt wurde.

In Brunsbüttel wurden im Sommer 2002 sowohl bei der Steuerung der Notstromversorgung als auch bei der Steuerung der Not- und Nachkühleinrichtungen Planungsfehler festgestellt. Diese Fehler hätten dazu geführt, dass bei einem bestimmten Störfall (Kühlmittelverlust und Notstromfall) Systeme teilweise oder total ausgefallen wären. Es war teils Planungsfehler, die seit der Inbetriebnahme der Anlage bestanden, teils fehlerhafte Umsetzung von Vorgaben. Die daraufhin in Krümmel veranlasste Überprüfung zeigte ebenfalls Planungsfehler in der Steuerung von Sicherheitssystemen, wodurch bei bestimmten Störfallszenarien Sicherheitssysteme teilweise oder komplett ausgefallen wären [BMU 2003].

Der Ausfall eines Gesamtsystems ist wesentlich folgenschwerer als der Ausfall einer einzelnen, mehrfach vorhandenen Komponente. Er kann dazu führen, dass ein Störfall nicht mehr beherrscht werden kann und zu einem folgenschweren Unfall führt. Es ist davon auszugehen, dass die bisher bemerkten Fehler in den Steuerung der Sicherheitssysteme nicht die einzigen sind, die in den Altanlagen vorhanden sind.

2.6 Errechnetes Unfallrisiko

In Probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 1 (PSA 1) soll die Eintrittswahrscheinlichkeit von schweren Unfällen ermittelt werden. Das niedrigere Sicherheitsniveau durch nicht nachrüstbare Auslegungsdefizite und die Unzulänglichkeiten der durchgeführten Nachrüstungen wird durch die Ergebnisse bestätigt.

Diese im Rahmen der 2. Überprüfungstagung zur Nuklearsicherheit im Jahre 2002 von der Bundesregierung veröffentlichte Zusammenstellung der PSA-1-Ergebnisse zeigt für die SWR 69 eine zwei- bis sechsmal höhere Wahrscheinlichkeit von Gefährdungszuständen als für die neueren SWR 72, für die DWR der Baulinie 2 sogar zehn- bis achtzehnmal höhere Wahrscheinlichkeiten als für die neueren Druckwasserreaktoren [BMU 2002d].

- Für die neueren Atomkraftwerke wurden Häufigkeiten von Gefährdungszuständen im Bereich von $0,2 \times 10^{-5}$ pro Jahr (DWR) und $0,27 \times 10^{-5}$ pro Jahr (SWR) ermittelt.
- Für die älteren Atomkraftwerke liegt die errechnete Häufigkeit zwischen $0,41 \times 10^{-5}$ und $1,2 \times 10^{-5}$ pro Jahr (SWR) und zwischen $2,1 \times 10^{-5}$ und $3,7 \times 10^{-5}$ pro Jahr.

Grundsätzlich sind die Ergebnisse der PSA 1 hinsichtlich ihres konkreten Zahlenwertes wenig belastbar, da die Analysen große Ungenauigkeiten aufweisen. Vor allem aber sind sie unvoll-

ständig. Entscheidende Faktoren werden bisher nicht berücksichtigt (Brände und Erdbeben) oder lassen sich nicht zahlenmäßig erfassen (wie Terrorangriffe). Insofern muss davon ausgegangen werden, dass die Wahrscheinlichkeit von Unfällen in Wirklichkeit größer ist, als die PSA-Ergebnisse vorgeben.

Die Sicherheitsanalysen aller deutschen Atomkraftwerke weisen ungefähr die gleichen Unzulänglichkeiten auf, deshalb können die Ergebnisse der Analyse zum Vergleich der Anlagen herangezogen werden. Es ist zu erwarten, dass aufgrund der identifizierten Schwachstellen der Altanlagen bei Berücksichtigung von Bränden und Erdbeben die Ergebnisse im Vergleich zu den neuen Anlagen noch ungünstiger ausfallen.

Ein niedriges PSA-Ergebnis bedeutet nicht, dass ein Atomkraftwerk sicher ist. Relativ gesehen besteht jedoch die Tendenz, dass ein schwerer Unfall eher in einem Atomkraftwerk mit einer hohen ermittelten Unfallhäufigkeit zu erwarten ist, als in einem mit einer niedriger rechnerischen Unfallhäufigkeit – vorausgesetzt, das zusätzliche Risiko aus unberücksichtigten Faktoren ist in beiden Fällen etwa gleich einzuschätzen.

3 Risikoerhöhung durch Alterung

Mit Alterung wird im Allgemeinen die zeitliche Veränderung von Qualität und Auslegungsmerkmalen bezeichnet, die ausgehend vom Zeitpunkt der Genehmigung während der Betriebszeit einer Anlage auftreten kann.

Von Alterung betroffen sind in einem Atomkraftwerk nicht nur Komponenten, bauliche Einrichtungen und technische Systeme und Konzepte. Auch organisatorische Systeme und Konzepte veralten aufgrund des Erkenntniszuwachses zu technischen Abläufen und menschlichem Verhalten. Ebenfalls ist die Dokumentation von Alterung betroffen, sie kann z.B. durch den physischen Zustand altern und auch in ihrem Aufbau veralten. Auch das Personal ist von Alterung betroffen, insbesondere durch einen möglichen Verlust von Fachkompetenz durch einen Generationswechsel.

Auch die Alterung von organisatorischen Systemen und Konzepten, der Dokumentation und des Personals hat einen entscheidenden Einfluss auf die Sicherheit eines Atomkraftwerks [NEUMANN 2009]. Im Rahmen dieser Studie kann auf diese Aspekte nicht eingegangen werden.

Neben der Komponententalterung durch Veränderung der Werkstoffeigenschaften altern technische Systeme und Konzepte auch durch wissenschaftlichen und technischen Fortschritt. Es wird zwischen Alterung (der Werkstoffe) und Veralten (des technischen Konzepts) unterschieden. Auf die Alterung im Sinne des Veraltens der technischen Konzepte wurde bereits in den vorangegangenen Kapiteln eingegangen.

Im Folgenden werden die Folgen der Alterung von Komponenten diskutiert.

3.1 Alterung von Komponenten

In jeder industriellen Anlage sinkt während der Betriebszeit die Qualität der eingesetzten Werkstoffe durch Alterung. Die Alterung bezeichnet den Prozess, bei dem sich die physischen Merkmale von Strukturen, Systemen oder Komponenten (SSC) im Laufe der Zeit (Alterung) oder durch Gebrauch (Abnutzung) ändern [WENRA 2006].

Die absolute Alterung technischer Anlagen wird im Unterschied zur biologischen Alterung bei Lebewesen äußerlich kaum wahrgenommen und deshalb überwiegend unterschätzt. Es gibt bis heute wenig zuverlässige Diagnoseverfahren, die den inneren Strukturwandel der Systemwerkstoffe quantitativ erfassen können. Mit wenigen Ausnahmen (z. B. großflächigen Durchrostung) vollziehen sich die Alterungsprozesse auf der Ebene der mikroskopischen Gitterstruktur. In technischen Anlagen wird diese Schwäche des Werkstoffes in der Regel erst nach dessen Versagen, z. B. beim Riss, erkenntlich.

Die Versagenhäufigkeiten sind im Allgemeinen unmittelbar nach der Inbetriebnahme einer Anlage besonders hoch. Durch Material- und Herstellungs- und Anwendungsbedingungen...

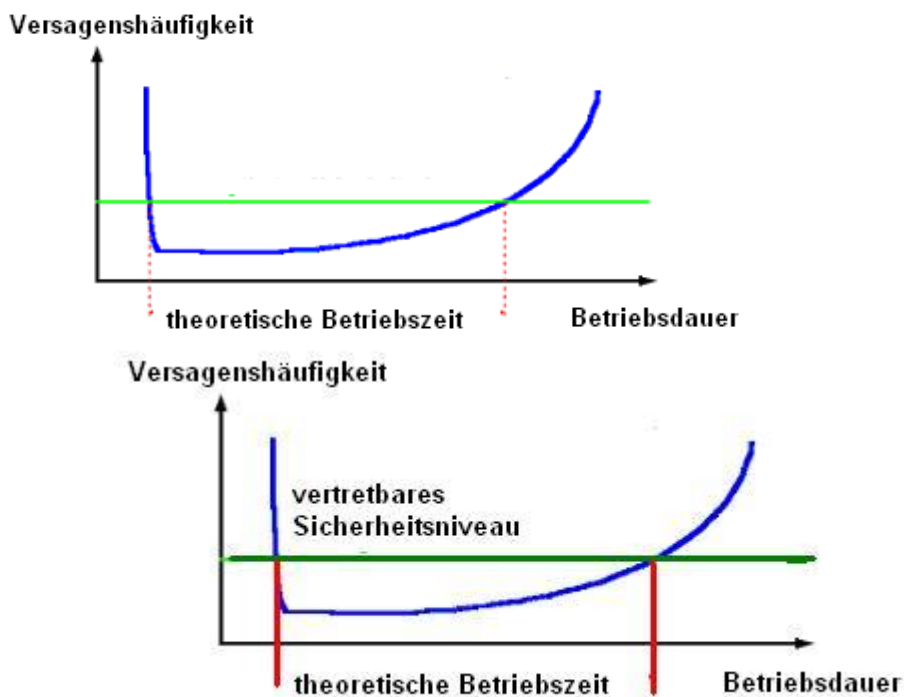


Abbildung 1: Versagenhäufigkeiten in Abhängigkeit von der Betriebsdauer

Es ist nicht immer einfach, das vermehrte Auftreten von Alterungserscheinungen zu erkennen. Das von den Anlagen ausgehende Risiko wird durch Alterung jedoch beträchtlich erhöht. Im Allgemeinen wird die Alterungsphase bei einem Atomkraftwerk – unabhängig vom Reaktortyp – nach etwa 20 Betriebsjahren beginnen. Dies ist jedoch nur eine Faustregel; früheres Einsetzen von Alterungsphänomenen ist möglich. In jedem Fall werden bei einer längeren Betriebszeit Alterungsprobleme stärker zum Risiko des Anlagenbetriebes beitragen.

Alterungsphänomene

In einem Atomkraftwerk führen wie in jeder Industrienlage thermische und mechanische Beanspruchungen sowie korrosive, abrasive und erosive Prozesse zu Alterungsprozessen in Werkstoffen. Hinzu kommt in einem Atomkraftwerk noch die ionisierende Strahlung.

Die mit diesen Phänomenen verbundenen Schadensmechanismen sind als Einzeleffekte weitgehend bekannt – ihre tatsächliche Langzeitwirkung und vor allem ihr Zusammenwirken bei Belastungskollektiven oftmals aber nicht. Ebenso ist es nicht auszuschließen, dass bisher unbekannte Schadensmechanismen bei einer längeren Einsatzzeit zukünftig zusätzlich auftreten können.

Die Folgen der Alterungsprozesse sind das Auftreten von Versprödung, Verfestigung, Kriechen, Dickenschwächungen, Rissbildung und -wachstum, Ermüdung, sowie Veränderungen elektrischer und anderer physikalischer Eigenschaften. Davon betroffen sind nicht nur metallische, sondern auch anorganische (Keramik, Beton, Halbleiter, Glas) und organische (Kunstharze, Polymere, Schmiermittel, Öle) Werkstoffe.

Die Veränderung der Werkstoffeigenschaften ist häufig nicht zerstörungsfrei prüfbar. Daraus resultiert die Schwierigkeit, den jeweils aktuellen Materialzustand konservativ sicher abzuschätzen. Zerstörungsfreie Prüfverfahren ermöglichen zwar in vielen Fällen Rissentwicklungen, Oberflächenveränderungen und Wanddickenschwächungen zu verfolgen, aus Gründen konstruktiver Unzugänglichkeit und/oder hoher Strahlenbelastung sind aber nicht alle Komponenten hundertprozentig überprüfbar.

Für die Bestimmung der Belastungen und deren Auswirkungen auf das Werkstoffverhalten ist man zudem auf Rechenverfahren angewiesen, die meist nur an Modellsystemen, Proben validiert werden können, sodass nicht quantifizierbare Unsicherheiten bestehen. Auch mit aufwendigen Verfahren wird es nicht gelingen, alle möglichen Kombinationen von Belastungen zu berücksichtigen.

Insbesondere, da zu erwarten ist, dass mit zunehmendem Alter der Atomkraftwerke Schädigungsmechanismen auftreten können, mit denen man nicht gerechnet hat oder die man sogar ausgeschlossen hat und die daher in den Modellrechnungen nicht berücksichtigt wurden.

3.2 Maßnahmen gegen die Folgen der Alterung

Den gefährlichen Folgen der Alterung könnte durch geeignete Maßnahmen bis zu einem gewissen Grade entgegengewirkt werden. Diese Maßnahmen werden aber aus fachlichen und vor allem aus wirtschaftlichen Gründen nicht ausreichend ergriffen.

Austausch von Komponenten

Theoretisch könnten die negativen Folgen von Alterungsprozessen verhindert werden, indem die von Schäden oder Versagen durch Alterungsprozesse bedrohten Komponenten vorbeugend ausgetauscht werden. Dieses setzt aber zum einen voraus, dass Alterungsprozesse ausreichend bekannt sind und dass Sicherheit und nicht Wirtschaftlichkeit Priorität beim Betrieb der Anlage hat. Beides ist nicht der Fall.

So sind Alterungsprozesse auch heute noch nicht ausreichend verstanden. Zudem treten immer wieder neue unerwartete Alterungseffekte auf.

Zum anderen ist ein Austausch mit hohen Kosten verbunden. Kostenbestimmend ist meist weniger die Komponente selbst, als die Gewinneinbuße durch den Anlagenstillstand. Gerade neue Großkomponente haben lange Lieferzeiten. Eine Erneuerung von Komponenten im eigentlichen Sinne wird von den Betreibern daher nur als letztes Mittel gewählt. Deutlich wurde dies z. B. als in Krümmel nach dem Transformatorbrand 2007 statt eines neuen Transformators zunächst ein alter, vermeintlich gebrauchsfähiger, Transformator eingebaut wurde. Erst als dieser alte Transformator auch versagte, wurde ein neuer bestellt. Dieser wird erst in vielen Monaten geliefert.

Anzumerken ist, dass ein Austausch nicht nur positiv für die Sicherheit der Anlage sein muss, da zwischen neuen und alten Komponenten unerwünschte Wechselwirkungen auftreten können. Nachteilig ist zudem die Erzeugung von zusätzlichen radioaktiven Abfällen.

Reduzierung der Leistung

Grundsätzlich könnten durch eine Reduzierung der Leistung die Belastungen vieler Komponenten verringert und Alterungsprozesse verlangsamt werden. Aus wirtschaftlichen Motiven ist eher das Gegenteil der Fall. So wurden auch noch in den letzten Jahren in einigen Altanlagen Leistungssteigerungen durchgeführt (Krümmel, Unterweser) oder beantragt (Isar 1).

Intensivierung von Inspektionen und Überwachung

Den Alterungseffekten könnte durch eine Intensivierung von Inspektionen und Überwachung entgegengewirkt werden. Das kann aber nur dann erfolgreich sein, wenn Risse und andere Schäden erkannt werden können, bevor sie zu katastrophalem Versagen führen. Das setzt voraus, dass Kenntnisse über die zu erwartenden Schäden vorhanden sind. Zudem müssten geeignete Prüfverfahren vorhanden sind. Auch das ist nicht immer der Fall.

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) bewertete im Jahr 2003 einige Ereignisse in deutschen und ausländischen Atomkraftwerken. Die GRS stellte zusammenfassend fest, dass die untersuchten Ereignisse überraschende und nicht vorhersehbare Erkenntnisse und Merkmale zeigen. Es stelle sich auch die Frage nach der Auffindbarkeit von derartigen Schäden und der Eignung des Konzeptes für die wiederkehrenden Prüfungen, denn es werden u. a. zerstörungsfreie Prüfverfahren eingesetzt, die ausschließlich auf bestimmte, erwartete Fehlertypen ausgerichtet sind [RECK 2003].

Durch die Wahl des Werkstoffes wurde das Auftreten von Interkristalliner Spannungsrisskorrosion wurde in Deutschland als unwahrscheinlich angesehen. Nachdem Anfang der 1990er-Jahre die ersten derartigen Risse entdeckt wurden, erwies sich diese Annahme als falsch. Die Annahme, dass aufgrund des hohen Sicherheitsniveaus deutscher Atomkraftwerke, bestimmte Schadensmechanismen nicht auftreten werden, hatte zur Folge,

dass Hinweise auf Risse bei Prüfungen nicht als solche gedeutet wurden. Das hätte gefährliche Konsequenzen haben können [GRS 2003].

Neben diesen grundsätzlichen Schwierigkeiten besteht aus wirtschaftlichen Gründen eher die Tendenz, Prüfintervalle zu verlängern und Prüfumfänge begrenzt zu halten.

3.3 Unzureichendes Alterungsmanagement in Deutschland

International wird dem Auftreten und Verhindern von Alterungsproblemen große Bedeutung beigemessen. Der Weltverband der Atomkraftwerksbetreiber (WANO) wies 2005 darauf hin, dass Komponententalterung und unerwartete Ausfälle in den letzten Jahren zu einem starken Anstieg der Anlagenereignisse geführt haben und die Hauptursache für Anlagentransienten und Abschaltungen sind [WANO 2005].

Auch in Deutschland ist ein Anstieg von alterungsbedingten Schäden zu beobachten. Geeignete Maßnahmen sollen eigentlich diesem Trend entgegenwirken. Dies gelingt offensichtlich nicht, insofern steigt in Deutschland das Risiko mit dem Betriebsalter der Anlage an.

Im Jahre 1999 lautete eine Schlagzeile „Warum deutsche Kernkraftwerke nicht alt werden“ [WELT 1999]. Der Medienbericht bezieht sich auf eine Auswertung der zwischen 1974 und 1995 aufgetretenen Ereignisse an aktiven, maschinentechnischen Einrichtungen durch die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS). Durchschnittlich sieben Prozent dieser Ereignisse waren auf Alterung zurückzuführen. Es zeigte sich aber kein Unterschied zwischen den verschiedenen alten Reaktorlinien. Diese Situation hat sich inzwischen geändert, Neckarwestheim 1 weist z. B. viermal so viele alterungsrelevante Ereignisse auf als die neuere Anlage Neckarwestheim 2 [BMU 2008].

Die GRS warnte aber auch schon 1998 vor einem Zunehmen der Alterungsschäden, da sich die Auswirkungen alterungsrelevanter Belastungskollektive sich u. U. erst nach sehr langen Einsatzzeiten der technischen Einrichtungen zeigen [LIEMERSDORF 1998].

Diese Warnung wurde nicht ausreichend ernst genommen. Den Umgang mit Alterungsphänomenen beschreibt die RSK noch 2004 folgendermaßen [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.“*

Um hier Abhilfe zu schaffen, empfiehlt die RSK die Einführung eines umfassenden Alterungsmanagements. Grundlage für dieses soll die RSK-Empfehlung zur „Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken“ sein [RSK 2004].

Unter Alterungsmanagement ist eine systematische und ganzheitliche Sicht der Alterungsphänomene und der erforderlichen technischen und organisatorischen Gegenmaßnahmen zu verstehen. Die Einführung eines umfassenden Alterungsmanagements verläuft in Deutschland recht zögerlich, obwohl die deutschen Anlagen zu den ältesten zurzeit betriebenen Atomkraftwerken der Welt gehören.

Das BMU hat die Aufsichtsbehörden der Länder 2005 um eine Aufforderung an die Betreiber gebeten, die RSK-Empfehlung umzusetzen. Es sind anlagenspezifische Basisberichte zum Alterungsmanagement vorgesehen, die in regelmäßigen Abständen fortgeschrieben werden sollen. Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) beschloss im November 2005 eine neue kerntechnische Regel zum Alterungsmanagement zu verfassen [BMU 2007]. Die Arbeiten wurden im Mai 2006 aufgenommen, sind aber noch nicht abgeschlossen [KTA 2009].

In Bezug auf internationale Sicherheitsstandards schneidet Deutschland in diesem wichtigen Punkt schlecht ab. Anfang 2006 hatte die WENRA⁶ ihre Empfehlungen zur Reaktorsicherheit veröffentlicht, die sich in 19 Themenbereiche (Issues) untergliedern und etwa 300 Einzelempfehlungen, die sogenannten Referenz Level, enthalten. Die Referenz Level (RL) basieren auf den wesentlichen Anforderungen der IAEA-Safety-Standards, angepasst und ergänzt um einige europäische Besonderheiten.

Einer dieser Themenbereiche ist das Alterungsmanagement. Die Anforderung des ersten Referenz Level bezieht sich auf den Inhalt des Alterungsmanagementprogramms. Es wird ein Alterungsmanagementprogramm gefordert, über das die Betreiberorganisation zusätzlich zu den Instandhaltungs-, Überwachungs- und Inspektionsprogrammen verfügen muss, mit dem alle sicherheitstechnisch wichtigen Alterungserscheinungen bei Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC) ermittelt, deren mögliche Folgen bestimmt und die notwendigen Aktivitäten festgelegt werden, um die Betriebsfähigkeit und Zuverlässigkeit dieser SSC aufrechtzuerhalten [WENRA 2006].

In Deutschland ist ein solches Alterungsmanagementprogramm bisher weder im Regelwerk gefordert, noch in den Atomkraftwerken implementiert.

Die in den weiteren Referenz Level empfohlenen technischen Voraussetzungen, Methoden und Verfahren sind zum größten Teil in Deutschland vom kerntechnischen Regelwerk gefordert und in den Atomkraftwerken implementiert. Ein sehr wesentliches Referenz Level wird aber nicht erfüllt. Es gibt in Deutschland keine allgemeine Anforderung zur Prüfung aller sicherheitsrelevanten Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC) auf Alterung und Abnutzungserscheinungen.

Von den deutschen Betreibern wird vielfach geäußert, dass sie auch ohne gesetzliche Regelung ein Alterungsmanagement implementiert haben. Dieses entspricht aber nicht den o. g. Anforderungen und ist offenbar nicht besonders wirkungsvoll, möglicherweise auch weil die Betreiber diesem keine ausreichende sicherheitstechnische Bedeutung beimessen.

Bei der Beurteilung des Sicherheitsniveaus empfahl eine vom Betreiber (Vattenfall) eingesetzte Expertenkommission, dass einem umfassenden Alterungsmanagement in Brunsbüttel und Krümmel unabhängig von Nachrüstmaßnahmen eine hohe Priorität zukommen sollte [BIRKHOFER 2007]. Das heißt mit anderen Worten, diese hohe Priorität hat es zurzeit nicht.

⁶ Die westeuropäischen Genehmigungsbehörden haben Anfang 1999 das Beratungsgremium WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) gegründet. Anlass war die Notwendigkeit, für die Verhandlungen über den Beitritt weiterer Staaten zur Europäischen Union eine gemeinsame Position zur Sicherheit der Kernkraftwerke in den Beitrittsländern zu entwickeln.

3.4 Folgen von Alterungsprozessen

Eine Vielzahl unterschiedlicher Alterungsmechanismen können Integrität und Funktion von Strukturen, Rohre, Armaturen, elektrische Komponenten usw. gefährden. Im Bereich der elektro- und leittechnischen Einrichtungen zum Beispiel werden insbesondere folgende Alterungseffekte beobachtet [RSK 2004]:

- Verschleiß,
- Kapazitätsverlust (z.B. bei Batterien und Kondensatoren),
- Versprödung, Aushärtung, Isolationsschwächung (z.B. bei Kunst- und Isolierstoffen),
- Undichtheit (z.B. bei Dichtungen, Elektrolytkondensatoren),
- Verharzung (z.B. bei Schmierstoffen),
- Verschmutzung,
- Korrosion (z.B. bei Batterien, Belagbildung auf Kontakten),
- Diffusion (z.B. Partikeldiffusion in Halbleitern, Sauerstoffdiffusion in Kunststoffen),
- Materialwanderung (z.B. Fließen von Kunststoffen),
- Veralten von Hard- und Software bei rechnerbasierten Systemen.

Als Folgen der Alterung ist zu erwarten, dass durch ein Ansteigen der Versagenshäufigkeit die Anzahl von Leckagen, Rissen, Kurzschlüssen usw. zunimmt. Die Folgen von Alterungsprozessen führen aber nicht nur zum Ausfall einer Komponente, sondern können weitreichende Konsequenzen haben. Zum Beispiel können durch Alterungen der Kabelisolierungen Kurzschlüsse und Kabelbrände mit wachsender Häufigkeit auftreten. Die Brandgefahr steigt damit an [RÖWEKAMP 2004]. Da in Altanlagen zusätzlich das Brandschutzniveau geringer ist als in Neuanlagen, steigt das Brandrisiko mit dem Alter signifikant an.

Alterungsschäden in Steuerungseinrichtungen können bei mehr als einer Komponente zu einem gleichzeitigen Funktionsverlust führen und so die Sicherheit erheblich gefährden.

Im Zusammenhang mit alterungsbedingten Ereignissen sind oft Parallelen zu beobachten. Ein Schaden wird zufällig gefunden, es wird in der Anlage nach weiteren Schäden gesucht – und diese werden gefunden. In Übertragbarkeitsprüfungen wird in anderen Atomkraftwerken nach ähnlichen Schäden gesucht und oft auch gefunden. Dadurch wird deutlich, wie wirkungslos das Alterungsmanagement in Deutschland ist.

Drei Beispiele für alterungsbedingte Schäden werden im Folgenden dargelegt:

Alterung von Starkstromkabeln

Wegen seiner möglichen Übertragbarkeit auf ältere Atomkraftwerke in Deutschland befasste sich die GRS eingehend mit einem Ereignis, bei dem es zu einer Reaktorschnellabschaltung infolge eines Kurzschlusses in der elektrischen Versorgung gekommen war. Untersuchungen hatten ergeben, dass die Ursache des Kurzschlusses auf eine fortgeschrittene Alterung des Kabels zurückzuführen war und mehrere Kabel Alterungseffekte aufzeigten. Aufbauend auf

diese Erfahrungen hat die GRS eine generische Untersuchung zum Alterungsverhalten von Kabeln begonnen, bei der auch die Möglichkeiten einer Überwachung von Kabeln auf Alterungsphänomene geprüft werden [GRS 2006].

Vorausgegangen war am 23.08.2004 ein Kurzschluss in Brunsbüttel mit einem kurzen Brand. Dadurch wurde die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Bei der Ursachenermittlung zeigte sich, dass das betroffene Kabel sowie weitere der 30 Jahre alten Kabel an der Isolierung Vorschädigungen aufwiesen. Als Grund wurde eine fortgeschrittene Alterung der PVC-Kabel ermittelt [RSK 2006].

Der Hersteller der Kabel hatte bereits 1993 den Austausch der Kabel empfohlen. Doch die Verantwortlichen in Brunsbüttel reagierten nicht, die Kabel wurden nicht ausgetauscht, nicht einmal geprüft oder überwacht [RSK 2006].

Die nun vorgeschriebene Methode zur Prüfung der Starkstromkabel ist nur dafür geeignet, die Alterung der Kabel allgemein zu verfolgen. Lokale Schäden können damit nicht erkannt werden, und dass obwohl ein solcher Schaden zu dem Vorfall führte. Ein Ereignisablauf bis hin zu einem Unfall ist auch weiterhin nicht vollständig auszuschließen.

Alterung von elektronischen Baugruppen

Nachdem im November 2003 in Biblis A Fehler an elektronischen Baugruppen zur Ansteuerung von Sicherheitsventilen bemerkt worden sind, ergab eine Überprüfung der gleichen Baugruppen in Biblis B in acht Fällen einen gleichen Fehler. Ursache für den systematischen Fehler war eine vorzeitige Alterung der Baugruppen [HUM 2003].

Spannungsrisskorrosion in Rohren und Armaturen

Im Jahr 2007 wurden zunächst in Krümmel und – bei aufgrund dessen veranlasster Spezialprüfungen – auch in Brunsbüttel Risse in der druckführenden Umschließung entdeckt. Ursache der Risse war die sogenannte transkristalline Spannungsrisskorrosion, die in Verbindung mit Chlorid-Ionen auftritt [BFS 2008].

Die Risse verliefen in den beobachteten Fällen in einem oberflächennahen Bereich. Werden sie nicht rechtzeitig entdeckt, ist ein Risswachstum bis hin zu einer Leckage nicht auszuschließen. Je nach Ort der Risse kann dies im Störfall weitgehende Folgen für die Anforderung von Sicherheitseinrichtungen haben.

Eine weitere Korrosionsart, die in den SWR 69 die Sicherheit gefährdeten und immer noch gefährden, ist die sogenannte interkristalline Spannungsrisskorrosion.

Das Problem bei dieser Korrosionsart ist, dass die Risse an Stellen hoher Spannung im Werkstoff entstehen. Es besteht daher eine erhöhte Gefahr eines beschleunigten Risswachstums. Labormessungen ergaben, dass vorhandene Risse bis zu 10 mm pro Jahr wachsen können. Derartige Risse wurden in Atomkraftwerken bisher nicht beobachtet. Die Experten vermuten, dass die langandauernde Phase der Rissinitierung in Atomkraftwerken bisher noch nicht abgeschlossen. Sie befürchten eine zunehmende Gefährdung [BMU 2007a].

4 Risikoreiche Betriebsweise

Auch die Art und Weise wie ein Atomkraftwerk betrieben wird, hat einen Einfluss auf das Risiko, das von diesem ausgeht. Es ist nicht anzunehmen, dass sich die Betriebsweisen in Neu- und Altanlagen in Bezug auf die Sicherheit unterscheiden. Eine nicht in erster Linie auf Sicherheit ausgerichtete Betriebsweise erhöht aber besonders in Altanlagen das Betriebsrisiko. Zum einen erfordern die Altanlagen aufgrund von geringerer Qualität bei Werkstoffen und Fertigung sowie aufgrund der zunehmenden negativen Alterungsphänomene eine besonders sorgfältige Betriebsführung. Zum anderen können die negativen Folgen einer mangelhaften Sicherheitskultur gravierender sein, da die Sicherheitsreserven zur Störfallbeherrschung geringer sind.

4.1 Störanfälligkeit/Meldepflichtige Ereignisse

Die alten Atomkraftwerke in Deutschland sind störanfälliger als ihre Nachfolger. Das belegt eine kürzlich veröffentlichte Statistik des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS) über die meldepflichtigen Ereignisse in den 17 deutschen Atomkraftwerken [BFS 2009]. Die Anzahl der Ereignisse der älteren Atomkraftwerke ist schon wegen ihrer längeren Betriebsdauer höher als bei jüngeren Atomkraftwerken. Aber auch bei einer Berechnung der durchschnittlichen Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse pro Jahr wird der Unterschied zwischen den alten und neuen Reaktorlinien deutlich.

Die folgende Tabelle listet die Reaktoren in der Rangfolge ihrer durchschnittlichen Anzahl von meldepflichtigen Ereignissen auf (Stand 31.03.2009):

Tabelle 4: Rangfolge der Atomkraftwerke nach Anzahl der Meldepflichtigen Ereignisse (ME) pro Jahr

	Reaktor	Reaktorlinie	1. Synchronisation	ME gesamt	Betriebs- jahre	ME pro Jahr
1	Brunsbüttel	SWR 69	13.07.1976	455	32,8	13,89
2	Neckarwestheim 1	DWR 2	03.06.1976	419	32,8	12,76
3	Biblis B	DWR 2	25.04.1976	406	32,9	12,33
4	Krümmel	SWR 69	28.09.1983	314	25,5	12,31
5	Biblis A	DWR 2	25.08.1974	414 ⁷	34,6	11,97
6	Philippsburg 1	SWR 69	05.05.1979	329	29,9	11,00
7	Unterweser	DWR 2	29.09.1978	324	30,5	10,62

⁷ Davon 7 Ereignisse aus gemeinsamen Einrichtungen der Doppelblockanlage

8	Brokdorf	DWR 3	14.10.1986	202	22,5	8,98
9	Isar 1	SWR 69	03.12.1977	271	31,3	8,65
10	Grohnde	DWR 3	05.09.1984	208	24,6	8,46
11	Grafenrheinfeld	DWR 3	30.12.1981	212	27,3	7,78
12	Philippsburg 2	DWR 3	17.12.1984	174	24,3	7,18
13	Emsland	DWR 4	19.04.1988	110	20,9	5,26
14	Gundremmingen B ¹	SWR 72	16.03.1984	108 ⁸	25,0	4,32
15	Gundremmingen C	SWR 72	02.11.1984	95	24,4	3,89
16	Neckarwestheim 2	DWR 4	03.01.1989	75	20,3	3,70
17	Isar 2	DWR 4	22.01.1988	68	21,2	3,21

Die Reaktoren der beiden älteren Reaktorlinien weisen im Durchschnitt etwa dreimal so viele Ereignisse auf wie die neueren Reaktoren. Die folgende Abbildung zeigt die durchschnittliche Anzahl von Meldepflichtigen pro Jahr sortiert nach Reaktorlinien.

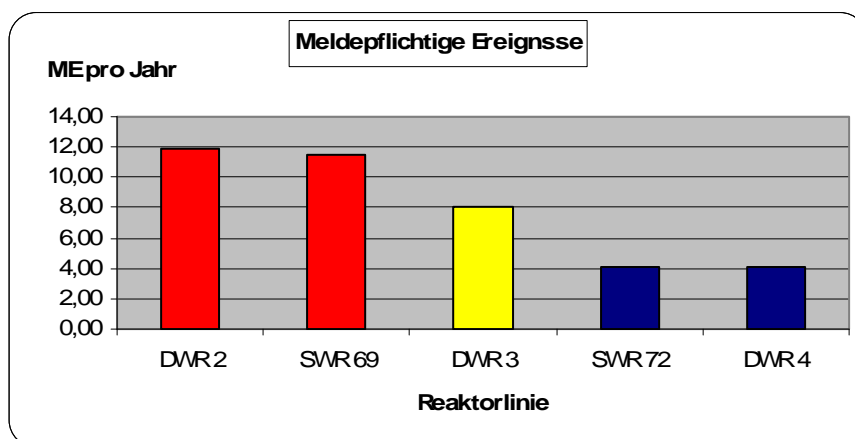


Abbildung 2: Anzahl der Meldepflichtigen Ereignisse (ME) pro Jahr in den unterschiedlichen Reaktorlinien

In Deutschland wird häufig auf die sicherheitstechnisch geringe Bedeutung der Ereignisse hingewiesen. So der Präsident des deutschen Atomforums, Hohlefelder, auf der Jahrestagung Kerntechnik 2009: Die 2.500 Vorkommnisse der vergangenen 15 Jahre, die den Aufsichtsbehörden gemeldet wurden, waren fast alle der Ereignisklasse 0 auf der 7-stufigen internationalen Ereignisskala INES zuzuordnen, auch die Ereignisse 2007 in Krümmel und Brunsbüttel. Wenige waren INES-Kategorie 1 und ganze 3 INES-Kategorie 2. Bei keinem der drei Vorkommnisse bestand irgendeine Gefährdung für die Bevölkerung.

⁸ Davon 4 Ereignisse aus gemeinsamen Einrichtungen der Doppelblockanlage

Letzteres ist zwar einerseits zutreffend, blendet aber andererseits die grundsätzliche Gefährdung der Bevölkerung durch eine mangelnde Betriebsführung aus.

„Kernkraftwerke verfügen über ein gestaffeltes Sicherheitskonzept zur Verhinderung von Schäden und zur sicheren Beherrschung des Reaktors im Falle einer Störung oder eines unwahrscheinlichen Störfalls. Grundvoraussetzung für einen reibungslosen Kraftwerksbetrieb ist ein einwandfreier Zustand der technischen Einrichtungen“, erklärt Vattenfall zutreffend auf seiner Internetseite [VATTENFALL 2009]. Aber gerade in Brunsbüttel und Krümmel sieht die Realität anders aus.

Der störungsfreie Normalbetrieb entspricht der Sicherheitsebene 1 des gestaffelten Sicherheitskonzepts. Es ist das Wesensmerkmal des gestaffelten Sicherheitskonzepts, dass jede Ebene greift, um das angestrebte Sicherheitsniveau zu erreichen. Störungsfreier Normalbetrieb, also auch die Vermeidung von Ereignissen der INES-Stufe 0, wäre die Basis für einen sicheren Betrieb. Stattdessen wird beim Auftreten dieser Ereignisse von den Betreibern auf die geringfügige Bedeutung verwiesen.

Bei dem Sicherheitsvergleich der Reaktorblöcke Neckarwestheim 1 und 2 zeigte sich, dass die mittleren jährlichen Ereignisraten im Neckarwestheim 1 deutlich höher sind als für Neckarwestheim 2. Die sicherheitstechnische Bedeutung dieser erhöhten Ereignisrate wird durch eine Angabe zu betroffenen Bereichen und Ursachen der Ereignisse deutlich [BMU 2008]:

- Insbesondere im Bereich der Ereignisse mit Alterungsrelevanz ist in Neckarwestheim 1 eine um den Faktor 4 höhere Ereignisrate festzustellen.
- Ereignisse mit Anforderung oder Fehlanregung einer Sicherheitseinrichtung, die hauptsächlich auf Fehlern bei der Instandhaltung beruhten oder durch Ausfälle in der E- und Leittechnik verursacht wurden, treten bei Neckarwestheim 1 rund zehnmals häufiger auf.
- In Neckarwestheim 1 traten Ereignisse mit Anforderung des Notstromsystems, d. h. Ereignisse, bei denen die Stromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher nicht mehr durch betriebliche Systeme gewährleistet wurde und es dadurch zu einer Anforderung von Notstromaggregaten kam, fünfmal so häufig auf.

4.2 Unzureichende Sicherheitskultur

Auch die Art und Weise wie ein Atomkraftwerk betrieben wird, hat einen Einfluss auf das Risiko, das von diesem ausgeht. Entscheidend für einen sicheren Betrieb 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. Der Begriff der Sicherheitskultur wurde von der Internationalen Atomenergie-Organisation geprägt und wie folgt definiert [IAEA 1991]: „Safety culture is that assembly of characteristics and attitudes in organizations and individuals which establishes that, as an overriding priority, nuclear plant safety issues receive the attention warranted by their significance.“

Eine gute Sicherheitskultur erfordert zum einen ein entsprechendes Sicherheitsbewusstsein jedes Einzelnen der Betriebsmannschaft und Betriebsleitung eines Atomkraftwerks. Sie erfordert aber vor allem die Implementierung eines effektiven Sicherheitsmanagements. Und genau das ist in Deutschland bisher nicht vorhanden (siehe unten).

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 Schlapereien weder von Betreiber noch Gutachter noch Aufsichtsbehörde entdeckt werden, sondern sich erst im Falle eines Störfalls negativ bemerkbar machen und dann bei der Beherrschung eines Störfalls gravierende Konsequenzen haben können.

Obwohl der Verdacht im Moment nahe liegt, dass die Verstöße gegen die Sicherheitskultur insbesondere in den beiden von Vattenfall betriebenen Anlagen besonders groß sind, ist das öffentliche Bekanntwerden der Sicherheitsverstöße kein Beweis dafür, dass es in anderen Anlagen anders aussieht. Grund kann sein, dass von diesen Anlagen durch eine verstärkte Medienberichterstattung und aufgrund des öffentlichen und politischen Drucks mehr öffentlich bekannt wurde.

Auch in anderen Anlagen traten Fehler auf, die auf eine ungenügende Sicherheitskultur hinweisen. Viele dieser Fehler wurden zufällig gefunden und haben zum Teil schon lange oder sehr lange bestanden. Anhand der bekannt gewordenen Verstöße gegen die Sicherheitskultur muss davon ausgegangen werden, dass in jedem Atomkraftwerk zu jeder Zeit einige Sicherheitssysteme nicht auslegungsgemäß funktionieren werden.

Für eine Altanlage, die weniger Sicherheitsreserven bei der Störfallbeherrschung hat, störanfälliger ist und vermehrt Alterungsschäden aufweist, haben diese Fehler ein größeres Bedrohungspotenzial. Im Folgenden sind einige Beispiele aufgeführt:

4.2.1 Beispiele für eine mangelnde Sicherheitskultur

Im Folgenden sind einige Beispiele von Ereignissen, die durch Mängel in der Betriebsführung ausgelöst oder beeinflusst wurden, aufgeführt:

Leckage im Sicherheitsbehälter, Philippsburg 1, 06.06.2008 und 07.05.2007

Beim Wiederaufstart der Anlage nach der Revision 2008 war eine Leckage im Sicherheitsbehälter festgestellt worden. Die besondere Bedeutung des Ereignisses liegt darin, dass ein Leck im Sicherheitsbehälter eine Beschädigung einer der vier zum sichereren Einschluss radioaktiver Stoffe vorhandenen Barrieren darstellt. Ursache für das Leck war ein Vertauschungsfehler bei der Montage einer Messleitung während der Anlagenrevision [BWUM 2009].

Bemerkenswert war, dass beim Wiederaufstart nach der Revision 2007 ebenfalls eine Leckage am Sicherheitsbehälter auftrat. Die Ursache dafür war eine etwas andere: Fehlstellungen von zwei Armaturen der Steuerung der Personenschleuse aufgrund eines nicht

exakt geschalteten Endschalters am hydraulischen Betätigungszyylinder für die Armaturen [BWUM 2009].

Unterschreitung von Sollwerten in den Flutbehältern, Neckarwestheim 1, 06.07.1997

Das Ereignis wurde erst im Jahr 2001 erkannt und gemeldet. Entgegen der gültigen Betriebsvorschriften (Betriebshandbuch) waren während des Anfahrprozesses die Flutbehälter für die Notkühlung des Reaktorkerns nicht verfügbar. Denn der Sollfüllstand war während des Anfahrens in allen Flutbehältern geringfügig unterschritten und wurde erst nach 16 Stunden korrigiert. Überprüfungen waren, auch auf politischen und öffentlichen Druck hin, aufgrund zweier Ereignisse der INES-Kategorie 2 in Philippsburg 2 erfolgt [GP 2005, BMU 2002a].

Brennelement-Handhabungsfehler, Neckarwestheim 1, 05.06.2002

In Neckarwestheim 1 kam es bei der Umsetzung von Brennelementen zu einem Handhabungsfehler, da gegen Vorschriften verstoßen wurde. Laut RSK lag die Ursache für dieses Ereignis nicht nur in der mangelnden Sorgfaltspflicht und Fachkunde, sondern auch in Mängeln in der Arbeitsorganisation [RSK 2002].

Mängel an nuklearen Zwischenkühlern, Unterweser, 20.11.2002

Im Jahre 2002 wurden Mängel an neu eingebauten nuklearen Zwischenkühlern festgestellt. An den alten Zwischenkühlern waren mehrfach Leckagen aufgetreten.

Das nukleare Zwischenkühlensystem hat eine große sicherheitstechnische Bedeutung. Es führt im Normalbetrieb aber auch bei Störfällen die Wärme aus dem Notkühl- und Nachkühlensystem ab. Bei den neu eingebauten Zwischenkühlern wurden Abweichungen zwischen dem tatsächlichen Zustand und den Fertigungsunterlagen des Herstellers festgestellt. Die in der Folge durchgeführten Prüfungen ergaben, dass dieser Vorfall nur durch grundlegende Schwächen bei den vom Betreiber durchgeführten Kontrollen möglich gewesen war. Konkret hatte sich herausgestellt, dass der Umfang der Stichprobenkontrollen durch den Betreiber nicht ausreichend gewesen war, um eine umfassende Überwachung des Qualitätssicherungssystems des Herstellers zu gewährleisten [BECKER 2006, BMU 2003].

Nichtverfügbarkeit einer Frischdampf-Sicherheitsarmatur, Unterweser, 06.06.1998

Im Verlauf eines Störfalles durch einen Turbinenfehler wurde festgestellt, dass sich das Frischdampfsicherheitsventil und das Frischdampfabblasserelventil einer der vier Frischdampf-Sicherheitsarmaturen-Stationen infolge geschlossener Absperrarmaturen in den Vorsteuerleitungen nicht geöffnet hatten. Diese durch ein Schloss gesicherten Absperrarmaturen waren nach einem Anlagenstillstand nicht wieder für den Betrieb geöffnet worden. Die Kontrolle der Armaturenstellungen war nicht erfolgt [BMU 1999].

Die hohe sicherheitstechnische Bedeutung des Vorfalls lag in der Tatsache, dass die Anlage mit abgesperrten Sicherheitsventilen hochgefahren und betrieben worden war – und dass dies

nur durch Zufall (durch den Störfall an der Turbine) bemerkt wurde. Dies zeigte offensichtliche Mängel an der Sicherheitskultur des Betreibers.

So sprach der heutige technisch-wissenschaftliche Geschäftsführer der GRS, Lothar Hahn, damals von „gravierenden Sicherheitsmängeln“, und äußerte „Zweifel an der Zuverlässigkeit und Fachkunde“ des Betreibers. Die vielen Fehler seien nur durch mangelhafte Personalqualifikation oder schlechte betriebliche Organisation möglich gewesen [BECKER 2006].

Aufgrund der Nichtverfügbarkeit einer Sicherheitsteileinrichtung und wegen offensichtlicher Mängel in den administrativen Regelungen und in der Kontrolle des Anlagenzustands wurde das Ereignis in die INES-Stufe 2 (Störfall) eingeordnet [BMU 1999].

Es ist schwer zu beurteilen, was sich nach diesem Vorfall in Unterweser geändert hat, die erforderlichen Konsequenzen zur Verhinderung eines ähnlichen Vorfall (Betrieb des Reaktors nach Wartungsarbeiten nicht mit fehlerfrei eingestellten Ventilen) wurden nicht gezogen, wie das nächste Beispiel zeigt.

Fehler im Not- und Nachkühlsystem, Unterweser, 22.07.2007

Bei Routineüberprüfungen wurde festgestellt, dass eine Armatur in einem der vier Stränge des Not- und Nachkühlsystems nicht korrekt eingestellt war. Ursache war eine fehlerhafte Justierung der elektronischen Stellungsanzeige an der Armatur, die ein Jahr zuvor in der Revision 2006 vorgenommen wurde.

Die sicherheitstechnische Bedeutung des Ereignisses war die über einen längeren Zeitraum unerkannte Unverfügbarkeit eines redundanten Teilsystems des Not- und Nachkühlsystems. Diese Unverfügbarkeit führte dazu, dass bei den kurzzeitig vorgenommenen vorbeugenden Instandhaltungsvorgängen an anderen Teilsystemen für das gesamte Not- und Nachkühlsystem nur die Mindestwirksamkeit gegeben war [BMU 2008a]. Mit anderen Worten, von den vorhandenen vier Strängen waren noch zwei verfügbar. Wäre in einem Störfall einer ausgefallen, wäre die erforderliche Notkühlung nicht mehr gewährleistet gewesen.

Radiolysegasexplosion, Brunsbüttel, 14.12.2001

In unmittelbarer Nähe des Reaktordruckbehälters kam es in einer Rohrleitung zu einer Radiolysegasexplosion. Die Rohrleitung (Durchmesser 10 cm) wurde auf einer Länge von 2 bis 3 m völlig zerstört. Wie hochenergetische Geschosse flogen die Trümmer der Rohrleitung durch den Sicherheitsbehälter und führten zu zahlreichen Schäden. Bei ungünstigerem Verlauf hätte die Radiolysegasexplosion in einen folgenschweren Unfall münden können.

Maßnahmen zur Verhinderung einer Radiolysegasexplosion waren an der Explosionsstelle nicht vorhanden, weil für diesen Bereich eine Ansammlung von Radiolysegas nicht für möglich gehalten wurde. Nach Instandhaltungsmaßnahmen an einer Armatur änderte sich aber die Situation. Das war allerdings in Brunsbüttel nicht bedacht worden.

Der Störfall selbst, aber auch der Umgang mit diesem – die Explosion wurde zunächst nicht als solche erkannt und der Reaktor erst Wochen später auf Druck der Aufsichtsbehörde zu Untersuchungen abgeschaltet –, führten zu erheblichen Zweifeln an der Fachkunde und der Zuverlässigkeit des Betreibers.

Das Ergebnis einer diesbezüglichen Überprüfung durch die Atomaufsicht zeigte Mängel bei der Betriebsführung, vor allem im Bereich der technischen Diagnostik, der Arbeitsorganisation sowie bei der Anwendung von Vorschriften. Die ermittelten massiven Defizite führten nicht zu einer Stilllegung des Reaktors, sondern ein Maßnahmenpaket wurde erarbeitet: Der Leiter der Anlage sowie der Sicherheitsbeauftragte und dessen Stellvertreter wurden entlassen, einige organisatorische und administrative Abläufe wurden verändert, Schulungen wurden abgehalten und ein Sicherheitsmanagementsystem sollte eingeführt werden [BMU 2002b, SHMFE 2003, JTKT 2004].

Abweichung der Borkonzentration im Vergiftungssystem, Brunsbüttel, 10.06.2004

Bei einer wiederkehrenden Prüfung wurde eine Grenzwertunterschreitung der Borkonzentration im Vergiftungssystem festgestellt. Der Reaktor soll durch das Einspeisen von Borlösung heruntergefahren werden, falls die Reaktorschnellabschaltung durch das Einfahren der Regelstäbe aus irgendwelchen Gründen versagt. Es zeigte sich später, dass diese Panne nicht zum ersten Mal auftrat. Bei der Sichtung von Betriebsaufzeichnungen wurde festgestellt, dass bereits in früheren Jahren Abweichungen der Borkonzentration vorlagen. Im Zeitraum von 1988 bis 2001 wurden siebenmal die spezifizierten Werte für die Borkonzentration unterschritten. Die Abweichungen in den früheren Jahren weisen auf mögliche Mängel in der Sicherheitskultur hin. Vom Betreiber wurde das Ereignis deshalb in die INES-Stufe 1 eingestuft [BMU 2005].

4.2.2 Schleppende Behebung von erkannten Sicherheitsmängeln

Ausdruck der mangelnden Sicherheitskultur ist auch die schleppende Behebung von sicherheitstechnischen Mängeln. Es ist in Deutschland Praxis, dass die Beseitigung von Sicherheitsdefiziten nicht umgehend erfolgt, sondern erst nach Monaten oder Jahren. In Abstimmung mit der Aufsichtsbehörde werden sicherheitstechnisch erforderliche Maßnahmen auf die nächste Jahresrevision – oft auch auf die nächsten Jahresrevisionen – verschoben, damit die Anlage nach einem Ereignis möglichst schnell wieder in Betrieb genommen werden kann. Es ist zu befürchten, dass dieses leichtsinnige Vorgehen früher oder später schwerwiegende Konsequenzen haben wird.

In Brunsbüttel ergaben sich z. B. aus Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) im Jahr 2001 aus Sicht der Atomaufsichtsbehörde 707 Mängel, die vom Betreiber behoben werden sollten. 185 von diesen sollten aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung kurzfristig beseitigt werden [MSGV 2007]. Dieses war sechs Jahren später immer noch nicht vollständig geschehen [BRD 2007].

Nach dem Transformatorbrand in Krümmel am 28.07.2007 und die in diesem Zusammenhang offenkundig gewordenen Sicherheitsdefizite beabsichtigte der Betreiber zunächst das Atomkraftwerk innerhalb von wenigen Wochen wieder in Betrieb zu nehmen. Im vorgeschlagenen Maßnahmenpaket erfolgte eine Unterteilung in kurz- und mittelfristig durchzuführende Maßnahmen. Diese Unterteilung erfolgte nicht ausschließlich nach sicherheitstechnischen Gesichtspunkten. Ausschlaggebend war meist die für die Durchführung erforderliche Dauer [VATTENFALL 2007b].

4.2.3 Unzureichendes Sicherheitsmanagementsystem

In den letzten Jahren wurden wiederholt Ereignisse aus deutschen Atomkraftwerken gemeldet, die auf Mängel in der Organisation und/oder Betriebsführung hinweisen [GRS 2008]. Diese Aussage stammt nicht von Atomkritikern, sondern von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS). Diese im Jahresbericht 2006/2007 veröffentlichte Aussage beruht auf den Auswertungen der meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Atomkraftwerken.

Laut GRS lassen sich die Mängel in Betriebsführung, die sich als eine Ursache der Ereignisse identifizieren lassen, folgendermaßen klassifizieren:

- Eine organisatorische Vorkehrung fehlt (z. B. eine Strahlenschutzüberwachung fehlt, eine Arbeitsanweisung ist nicht vorhanden).
- Eine organisatorische Vorkehrung ist zwar vorhanden, ist aber unzureichend (z. B. die Betriebsdokumentation für die Durchführung einer Maßnahme ist unvollständig, ungenau oder zweideutig formuliert).
- Eine organisatorische Vorkehrung ist zwar vorhanden, wird jedoch nicht oder nur unzureichend systematisch angewendet (z. B. Betriebspraxis bei der Durchführung einer Maßnahme weicht von der Betriebsdokumentation ab).
- Eine organisatorische Vorkehrung ist vorhanden, wird jedoch aufgrund mangelnder Fachkunde nur unzureichend angewendet (z. B. fehlende systematische Entscheidungsfindung, fehlende systematische Ereignisanalyse).
- Die Betriebsführung ist teilweise unzureichend (z. B. keine Abhilfe bei regelmäßig auftretenden Problemen, nicht konservative Entscheidungsfindung, unzureichende Auswertung von Betriebserfahrungen).

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.

Die Sicherheit der Anlage ist im integrierten Managementsystem als vorrangiges Ziel zu verfolgen [GRS 2008].

Mehrfach forderten die Aufsichtsbehörden die Betreiber zu der Implementierung eines wirkungsvollen Sicherheitsmanagementsystems auf. Bisher ohne durchschlagenden Erfolg. Grund dafür ist auch, dass dafür eine entscheidende Grundlage fehlt. Im Sicherheitsmanagementsystem stellt der Erfahrungsrückfluss ein bedeutsames Element dar. Bestandteil des Erfahrungsrückflusses ist dabei auch, Ereignisse systematisch zu erfassen, auszuwerten und Maßnahmen zur Vermeidung festzulegen. Bei der ganzheitlichen Ereignisanalyse des Betreibers wird ein Ansatz zugrunde gelegt, der die Thematik Mensch–Technik–Organisation (MTO) berücksichtigt. Offensichtlich erkannte die RSK einige grundsätzliche Mängel bei den durchgeführten Ereignisanalysen [RSK 2008].

Ende 2008 legte die RSK einen Leitfaden vor, der bei der Erstellung von ganzheitlichen Ereignisanalysen zugrunde gelegt werden soll. Zur Begründung für diesen Leitfaden äußert die RSK einleitend, ihr seien mehrfach Ergebnisse vorgenommener Ereignisanalysen vorgestellt worden, diese haben zu „Diskussionen“ geführt hinsichtlich [RSK 2008]:

- eines ausreichenden Tiefgangs und der Vollständigkeit der Analyse,
- einer plausiblen Ableitung der Analyseergebnisse aus dem Ereignisablauf,
- eines nachvollziehbaren Zusammenhangs zwischen Analyseergebnis und abgeleiteten korrektiven Maßnahmen (technische, organisatorische, personelle).

4.3 Niedrige Arbeitsverfügbarkeit

Die neueren deutschen Atomkraftwerke gehören weltweit (noch) zu den Spitzenreitern hinsichtlich der Arbeitsverfügbarkeit. Diese Tatsache prägt das Bild „deutsche Atomkraftwerke sind sicher“ entscheidend mit. Für die älteren Atomkraftwerke gilt diese Zuschreibung nicht, eher das Gegenteil ist der Fall.

Zwischen den deutschen Atomkraftwerken bestehen große Unterschiede hinsichtlich der Arbeitsverfügbarkeit. In der folgenden Tabelle sind die Arbeitsverfügbarkeiten⁹ der deutschen Atomkraftwerke von Betriebsbeginn bis einschließlich 2008 in der Rangfolge aufgelistet [ATW 2009].

Tabelle 4: Arbeitsverfügbarkeit der Atomkraftwerke von Betriebsbeginn bis 2008

Rang	Reaktortyp	Atomkraftwerk	Arbeitsverfügbarkeit
1	DWR 4. Baulinie	Emsland	93,9 %

⁹ Eine hundertprozentige Arbeitsverfügbarkeit über den gesamten Betriebszeitraum ist nicht möglich, da jeder Reaktor etwa einmal zur Revision und zum Brennelement-Wechsel heruntergefahren werden muss.

2	DWR 4. Baulinie	Neckarwestheim 2	93,6 %
3	DWR 3. Baulinie	Grohnde	92,9 %
4	DWR 4. Baulinie	Isar 2	91,9 %
5	DWR 3. Baulinie	Brokdorf	90,6 %
6	DWR 3. Baulinie	Philippsburg 2	90,4 %
7	SWR Baulinie 72	Gundremmingen B	88,8 %
8	DWR 3. Baulinie	Grafenrheinfeld	88,2 %
9	SWR Baulinie 72	Gundremmingen C	87,0 %
10	DWR 2. Baulinie	Unterweser	83,9 %
11	DWR 2. Baulinie	Neckarwestheim 1	83,2 %
12	SWR Baulinie 69	Isar 1	83,2 %
13	SWR Baulinie 69	Philippsburg 1	79,1 %
14	SWR Baulinie 69	Krümmel	75,7 %
15	DWR 2. Baulinie	Biblis B	74,7 %
16	DWR 2. Baulinie	Biblis A	69,7 %
17	SWR Baulinie 69	Brunsbüttel	60,2 %

Aus der Tabelle wird deutlich, dass die Reaktoren der älteren Baulinien, die SWR der Baulinie 69 und die DWR der 2. Baulinie, die unteren Plätze dieser Tabelle einnehmen.

Die Arbeitsverfügbarkeit gibt einen Hinweis auf die Störanfälligkeit eines Atomkraftwerkes: Je geringer die Arbeitsverfügbarkeit ist, desto mehr Probleme und Störungen sind im bisherigen Betrieb einer Anlage aufgetreten.

Die Arbeitsverfügbarkeit wird auch durch Nachrüstungen, die nicht auf eine akute Störung, sondern auf das Beheben von Auslegungsdefiziten zurückzuführen sind, herabgesetzt. Die ungeplanten Stillstandszeiten wären daher ein belastbarer Indikator für die Störanfälligkeit eines Reaktors als die Arbeitsverfügbarkeit. Die geringen Arbeitsverfügbarkeiten der älteren Reaktoren resultieren allerdings hauptsächlich aus ungeplanten Stillstandszeiten.

In der Rangfolge der deutschen Atomkraftwerke nach bisheriger Arbeitsverfügbarkeit nimmt Brunsbüttel den letzten Platz ein. Brunsbüttel stand rund 40 % der Betriebszeit still. Da Brunsbüttel auch in diesem Jahr außer Betrieb ist, wird sich die Statistik noch weiter verschlechtern. Logische Konsequenz daraus müsste eine endgültige Stilllegung des

störanfälligen Reaktors sein. Der Betreiber hingegen beabsichtigt eine Laufzeitverlängerung – damit der Betrieb des Reaktors doch noch Gewinn erwirtschaftet.

Aber die geringere Arbeitsverfügbarkeit der Altanlagen spricht noch aus einem anderen Grund gegen eine Laufzeitverlängerung. Der Präsident des deutschen Atomforums, Hohlefeld, plädierte auf der Jahrestagung Kernenergie 2009 eindringlich für eine Laufzeitverlängerung der alten Reaktoren: „Versorgungssicherheit herzustellen, ist das Gebot der Stunde. Und Kernenergie kann hierzu einen erheblichen Beitrag leisten“, argumentierte er. Eine höhere Versorgungssicherheit ist – wenn überhaupt – nur durch die neueren Atomkraftwerke gegeben, die alten Anlagen stehen eher für das Gegenteil. Die von der Atomindustrie verkündete Gewährleistung der Versorgungssicherheit ist im Hinblick auf eine Laufzeitverlängerung der alten Reaktoren real gesehen ein Gegenargument.

5 Risiko durch externe Gefahren

Mit dem Betrieb von Atomkraftwerken ist immer ein (Rest-)Risiko verbunden. Die Möglichkeit eines schweren Unfalls kann nie ausgeschlossen werden, auch wenn die errechnete Unfallwahrscheinlichkeit gering ist.

Viele der heutigen Risiken bestanden bei Auslegung der Atomkraftwerke nicht oder waren noch nicht bekannt. Auch zukünftig werden Bedrohungen hinzukommen, die zur Zeit der Auslegung nicht berücksichtigt wurden. Denn es wäre naiv anzunehmen, dass zu irgendeinem Zeitpunkt alle auslösenden Ereignisse ausreichend vorhersehbar sind – das wird schon anhand der Terroranschläge vom 11. September 2001 deutlich.

Dieses grundsätzliche Problem betrifft alle Atomkraftwerke, insbesondere aber die Altanlagen. Da bei diesen weit weniger Einwirkungen berücksichtigt wurden als bei neueren Anlagen, sind sie wenig robust ausgelegt und weisen nachweislich geringere Sicherheitsreserven auf.

Insgesamt nehmen die Gefahren durch externe Einwirkungen zu, denn zum einen ändert sich die Bedrohungslage (z. B. durch Terroranschläge und Klimaänderungen). Zudem werden bestehende Risiken (z. B. durch Erdbeben) aufgrund von neuen Ereignissen und Erkenntnissen anders bewertet. Laufzeitverlängerung sind schon aus diesem Grund für die Altanlagen sicherheitstechnisch unvertretbar, vielmehr sollte eine frühzeitige Stilllegung ernsthaft erwogen werden. Dieses wurde aufgrund der Terrorgefahr auch von Behördenseite mehrfach gefordert.

5.1 Steigende Terrorgefahr

Zurzeit der Genehmigung der Atomkraftwerke war ein absichtlicher Absturz eines Verkehrsflugzeugs – nach Vorbild der Terroranschläge vom 11.09.2001 – nicht für möglich gehalten worden und wurde so bei der Auslegung nicht berücksichtigt. Da neuere Atomkraftwerke aber gegen den zufälligen Absturz eines Phantom-Jagdbombers ausgelegt

worden sind, haben sie ein wesentlich robusteres Reaktorgebäude. Es bietet keinen vollständigen, jedoch zumindest einen gewissen Schutz gegen terroristische Angriffe.

So droht neueren Anlagen „nur“ bei einem Angriff mit einem Großflugzeug (Boeing 747, Airbus 340) ein nicht beherrschbaren Unfallablauf. Während bei Altanlagen (Ausnahme ist hier Krümmel) die Verwundbarkeit gegenüber einem gezielten Flugzeugabsturz wesentlich größer ist. Schon der Absturz eines relativ kleinen Flugzeugs (z. B. Airbus A 320) kann einen gefährlichen Kernschmelzunfall verursachen [BMU 2002c].

Aufgrund dieser Ergebnisse wurde ein endgültiges Abschalten der am meisten gefährdeten Altanlagen gefordert. Dieses erfolgte jedoch nicht. Stattdessen sollte nur ein Schutzkonzept implementiert werden. Der fehlende bauliche Schutz der Atomkraftwerke sollte nun durch eine Vernebelung bei einem drohenden Angriff ersetzt werden. Diese fragwürdige „Schutzmaßnahme“ sollte durch zwei weitere Elemente ergänzt werden, diese können aber doch nicht umgesetzt werden: Der Abschuss eines gekaperten Verkehrsflugzeugs – als allerletztes Mittel – wurde durch das Urteil des Bundesverfassungsgerichts untersagt. Auch die Störung der GPS-Navigation wird wegen gefährlicher Eingriffe in den Flugverkehr nicht umgesetzt.

Zurzeit scheint es so, als würden noch nicht einmal die Vernebelungsanlagen installiert. Das Schutzkonzept der Atomkraftwerke gegen einen Flugzeugangriff ist gescheitert, Konsequenzen wurde bisher nicht gezogen.

Terrorangriffe sind aber nicht nur aus der Luft möglich, auch Angriffe vom Boden oder Wasser sind denkbar. In einer spektakulären Aktion drang eine große Gruppe von Greenpeace-Aktivisten am 22.06.2009 auf das Gelände des Atomkraftwerks Unterweser ein und besetzte die Kuppel des Reaktors. Sie wollten damit auf die Gefahren der Atomenergie und insbesondere auf die der Altanlagen aufmerksam machen. Sie zeigten damit aber auch, wie einfach es für eine entschlossene Gruppe ist, auf das Gelände eines Atomkraftwerks zu gelangen – und dort z. B. einen Sprengstoffanschlag zu verüben.

Eine weitere große Bedrohung für Atomkraftwerke stellen sogenannte Innentäter dar. Personen, die über ein detailliertes Wissen über Sicherheitsmaßnahmen, Anlagenauslegung und Funktionsweise von sicherheitsrelevanten Komponenten verfügen, können schon mit kleinen eingeschmuggelten Sprengstoffmengen verheerende Folgen erzielen, warnen Experten der US-Umweltschutzbehörde [HONNELLIO 2005].

Die Bedrohung durch Innentäter hat sich in den letzten Jahren nicht nur wegen der steigenden Terrorgefahr erhöht. Zum einen besteht eine steigende Tendenz immer mehr Wartungs- und Prüfungsarbeiten während des Leistungsbetriebs statt im Anlagenstillstand auszuführen. Der Reaktor ist, wenn an einem Teilsystem Arbeiten vorgenommen werden, besonders verwundbar. Zudem erhöht der verstärkte Einsatz von Fremdfirmen die Erfolgsaussichten für potenzielle Terroristen, in einem Atomkraftwerk tätig zu werden.

Die Bedrohung durch Innentäter hängt wesentlich von der Sicherheitskultur ab. Eine schlechte Sicherheitskultur erhöht die Möglichkeiten für Innentäter, unbemerkt eingreifen zu können, signifikant. Zwei Vorfälle der letzten Jahre in Philippsburg 1 zeigen wie einfach es Innentäter haben könnten.

Im März 2006 lässt sich ein Mitarbeiter, der Kontrollarbeiten an einem Notstromaggregat vornehmen wollte, einen Schlüsselbund aushändigen. Stunden später sind die zwölf Schlüssel weg, drei davon ermöglichen den Zugang zu sicherheitsrelevanten Bereichen. Die Schlösser wurden erst in den folgenden Wochen ausgetauscht [SZ 2006].

Im Februar 2007 hat ein Unternehmen der zuständigen Aufsichtsbehörde mitgeteilt, dass mitgebrachtes Werkzeug und andere Gerätschaften 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. Durch eine Ergänzung der Dienstanweisung für den Objektsicherungsdienst sollte anschließend nochmals klargestellt, welches Gepäck in welcher Weise in der Fahrzeugschleuse zu kontrollieren ist [LTBW 2009].

Der fehlende Schutz und die mangelhafte Sicherung hinsichtlich Terrorangriffe sind für Altanlagen besonders gravierend, weil aufgrund der fehlenden Auslegungsreserven die Möglichkeit zur Beherrschung eines Störfalls besonders kritisch ist.

5.2 Hochwasserrisiko

Das Risiko für Atomkraftwerke durch Hochwasser steigt sowohl real durch den Klimawandel als auch durch eine Neubewertung dieses Risikos anhand neuer Forschungsergebnisse. Diese Gefahr soll am Beispiel Unterweser verdeutlicht werden:

Unterweser liegt an einem von der Tide beeinflussten Fluss, der Weser. Ein gleichzeitiges Auftreten von Sturmflut und Tidehochwasser kann dort für eine Gefährdungssituation sorgen. Bei starken Sturmfluten, die meist 10 bis 30 Stunden andauern, sind 2 bis 3 m höhere Hochwasserstände möglich als bei normalen Tidehochwasser [BMU 1997].

Um während einer Sturmflut vor Überflutung geschützt zu sein, liegt Unterweser hinter einem Deich. Während der Auslegung wurde von einer Deichhöhe von 7,10 m ü. NN für ausreichend gehalten. Mit der zur Zeit der Auslegung gültigen KTA-Regel wurde ein zu unterstellender Bemessungshochwasserstand von 6,00 m ü. NN ermittelt. Ein Sicherheitszuschlag für 1,10 m für Wellenauflauf und Sonstiges schien einen ausreichenden Schutz vor Wassereinbruch zu gewährleisten [NLT 2009].

Heutzutage beträgt das zu unterstellende Bemessungshochwasser durch eine Veränderung im Regelwerk und durch Veränderungen des Klimas 7,06 m ü. NN [NLT 2009]. Diese Erhöhung um mehr als 1 m, war bei Auslegung nicht zu erwarten gewesen. Es ist anzunehmen, dass dieser zurzeit aktuelle Wert in einigen Jahren weiter nach oben korrigiert werden muss.

Der Deichschutz wird aber nach wie vor sowohl vom Betreiber als auch von der Aufsichtsbehörde, als ausreichend angesehen. Eine Überflutung des Anlagengeländes bei extremem Hochwasserereignissen wird in Kauf genommen wird. Bei einem extremen Hochwasserereignis können große Wassermassen auf das Gelände des Atomkraftwerks eindringen, da die Deichhöhe von 7,10 m bei starkem Wellenauflauf (max. 0,85m) nicht ausreichend ist.

Weder Betreiber noch die zuständige niedersächsische Aufsichtsbehörde sehen offenbar, dass von diesen Wassermassen eine Gefahr ausgehen kann. Es wird drauf hingewiesen, dass die Gebäude abgeschottet und daher sicherheitstechnisch wichtige Komponenten nicht ausfallen werden. Erfahrungen über die Unzuverlässigkeit der Abschottungen werden ignoriert, obwohl derartige Erfahrungen nicht nur in anderen Atomkraftwerken, sondern auch in Unterweser selbst gemacht wurden. Zudem ist laut einer Studie bei einer Gelände-Überflutungen bereits nach kurzer Zeit von einem gefährlichen Notstromfall auszugehen.

Eine noch größere Gefahr kann von einem sehr unwahrscheinlichen, aber dennoch zu unterstellenden Deichbruch ausgehen. Laut Aufsichtsbehörde würde ein derartiger Deichbruch zu einem Wasserstand auf dem Gelände von 3,95 m ü. NN führen [NLT 2009]. Die Ermittlungen beruhen aber zum Teil auf veralteten Analysen. Dieser Wasserstand ist nur 5 cm niedriger als die Anlagensicherheitsgrenze. Steigt das Wasser höher als die Anlagensicherheitsgrenze, ist ein folgenschwerer Kernschmelzunfall unvermeidlich.

Ein Kernschmelzunfall ist daher im Falle eines extremen Hochwasserereignisses nicht vollständig auszuschließen und der Weiterbetrieb der Anlage mit hohem Risiko verbunden. Eine Laufzeitverlängerung für Unterweser, also der Betrieb für weitere Jahrzehnte mit einer steigenden Hochwassergefahr, ist unter Sicherheitsaspekten nicht zulässig. Vielmehr stellt sich die Frage, ob ein Betrieb zum jetzigen Zeitpunkt noch zu verantworten ist.

5.3 Bodenabsackung Neckarwestheim

Bereits im Jahr 1988 warnte ein Geologe vor dem brüchigen Gestein und den Störzonen, auf dem die beiden Reaktorblöcke in Neckarwestheim stehen. Die Befürchtungen bestätigten sich, als Ende 2002 nur einige Kilometer vom Neckarwestheim entfernt, die Erde auf einem Acker einbrach. Der Einbruch kam ohne Vorwarnung und reichte bis in eine Tiefe von 18 Metern.

Der Boden unter dem Acker habe laut des Geologen die gleiche Struktur wie der Untergrund am Standort des Atomkraftwerks. In beiden Fällen werde eine Gipsschicht durch Grundwasser ausgelaugt. Dadurch entstünden Hohlräume, die spontan zusammenstürzen könnten.

Die Hohlräumbildung unter dem Gelände des Atomkraftwerks erfolgt zudem nicht nur auf natürliche Weise, sondern zusätzlich werden durch das Abpumpen von Grundwasser jährlich rund 1.000 m³ Gestein herausgespült. Bestehende Hohlräume werden so vergrößert oder neu gebildet [GP 2005].

Um eine unzulässige Verringerung der Erdbebensicherheit infolge der Hohlräumbildungen auszuschließen, findet laut Bundesregierung eine kontinuierliche Überwachung der Hohlräumbildung statt. Bisher hat diese keine negativen Erkenntnisse erbracht. Die Standsicherheit ist aber möglicherweise nicht nur bei einem Erdbeben bedroht.

Am 18.07.2009 trat in Nachterstedt (Sachsen-Anhalt) ein riesiger Erdbeben auf. Die gigantischen Erdmassen rissen zwei Häuser und drei Menschen in die Tiefe. Der plötzliche Einsturz trat ohne Vorwarnung auf, es sei denn, ein vorher auftretender kleinerer

Erdrbrücheinbruch wird zukünftig als Vorwarnung verstanden. Diesen hatte es in Nachterstedt gegeben, und auch in der Nähe vom Atomkraftwerk Neckarwestheim.

Aufgrund der bestehenden Unsicherheiten über die Ursache von Erdbeben und -einbrüchen und die mit einer weiteren Auswaschung durch die Hohlräume zunehmende Gefahr ist eine Laufzeitverlängerung für Neckarwestheim 1 schon aus diesem Grund unververtretbar. Vielmehr muss eine frühzeitige Stilllegung geprüft werden.

5.4 Erdbebenrisiko

In den letzten Jahren haben Forschungsvorhaben z. B. mit neu entwickelten Methoden zur Erfassung historischer und prähistorischer Erdbeben, Hinweise dafür geliefert, dass das Erdbebenrisiko für alle Atomkraftwerke bisher systematisch unterschätzt wurde.

Damit erhöht sich das Erdbebenrisiko vor allem für Altanlagen, weil dort die Auslegungsreserven geringer sind. Dieses gilt insbesondere für Biblis A und B. Dort wurde beim Erdbebennachweis nicht streng konservativ vorgegangen.

Aber auch die Atomkraftwerke in Neckarwestheim müssen möglicherweise stärkeren Belastungen bei einem Erdbeben standhalten als erwartet. Für Neckarwestheim kann dieses gefährlicher sein, da der Sicherheitsvergleich der beiden Blöcke zeigte, dass in Neckarwestheim 1 hinsichtlich der erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung des Bemessungserdbebens geringere Reserven als in dem neueren Neckarwestheim 2 bestehen. Für Neckarwestheim 1 kann beispielsweise eine kurzfristige Funktionsunfähigkeit von Teilen der Ansteuerung durch den Reaktorschutz nach Erdbeben – im Gegensatz zu Neckarwestheim 2 – nicht ausgeschlossen werden.

Eine Reihe von Maßnahmen im Falle eines Bemessungserdbebens können in Neckarwestheim 2 automatisch sowohl von der Warte als auch von der Notsteuerstelle durchgeführt werden, in Neckarwestheim 1 sind zum Teil zusätzliche Handmaßnahmen erforderlich. Das automatische Zuschalten von Systemen ist grundsätzlich als sicherheitstechnisch vorteilhaft anzusehen. Für eine Leckageergänzung im Falle von Schäden durch ein Erdbeben stehen in Neckarwestheim 2 zudem mehr Stränge zur Verfügung [BMU 2008].

5.5 Ausfall der externen Netzversorgung

Bei der Auslegung der Eigenstromversorgung für Atomkraftwerke wurde noch eine geringe Gefährdung durch großräumige Netzausfälle unterstellt. Diese Gefahr nimmt jedoch durch die Klimaänderungen zu. Auch für Deutschland wird erwartet, dass schwere Stürme und Unwetter häufiger auftreten und heftigere Ausmaße annehmen. Extreme Wetterereignisse können zu mehrfachen Schäden z. B. an Überlandleitungen führen, die dann großräumige Netzausfälle zur Folge haben.

Altanlagen sind aufgrund ihrer Störanfälligkeit stärker gefährdet, wie folgendes Beispiel zeigt: Am 08.02.2004 kam es im Biblis B nach einem Unwetter zu einem Notstromfall. Aufgrund eines Ausfalles des öffentlichen Stromnetzes standen weder der Hauptnetzanschluss

noch der Reservenetzanschluss zur Verfügung. Zusätzlich versagte durch einen Fehler in der Turbinenregelung die Eigenbedarfsversorgung, sodass sich das Atomkraftwerk den erforderlichen Strom nicht selbst erzeugen konnte. Die Notstromdiesel sprangen an diesem Tag fehlerfrei an und übernahmen die Versorgung der erforderlichen Sicherheitssysteme [GP 2005].

5.6 Niedrigwasser

Für die Ermittlung der Sicherheit von Atomkraftwerken ist zukünftig die Bestimmung von Niedrigwasserereignissen ebenso wichtig ist wie die Bestimmung von Hochwasserereignissen. Denn Atomkraftwerke sind von einer ausreichenden Kühlwasserversorgung abhängig. Bei einem lang andauernden Niedrigwasser mit einem Wasserstand unterhalb der Öffnungen der Entnahgebauwerke kann die Kühlbarkeit des Kerns gefährdet sein.

Eine Überprüfung durch den Betreiber ergab, dass in Krümmel ein tagelanges Niedrigwasser auftreten kann, sodass eine durchaus kritische Situation eintreten könnte [SCHUBERT 2009]. Bei einem drohenden lang andauernden Niedrigwasser besteht nun grundsätzlich die Möglichkeit, den Reaktor vorsorglich herunterzufahren. Diese Maßnahme muss allerdings rechtzeitig Stunden oder vielleicht sogar Tage vor Eintreten des Niedrigwasserstandes eingeleitet werden. Sicherheitsaspekte und Wirtschaftlichkeit stehen dann – wie so oft – in Konkurrenz zueinander. Zudem ist in einem langen trockenen Sommer von einer Versorgungssicherheit durch Atomkraftwerke nicht mehr zu sprechen.

6 Zusammenfassung und Fazit

Das Risiko, das von jedem Atomkraftwerk ausgeht, nimmt mit seinem Alter zu. Grund hierfür sind die Folgen von vielfältigen Alterungsprozessen. Ein weiterer Grund ist das Veralten der verwendeten technischen Systeme und Konzepte durch wissenschaftlichen und technischen Fortschritt. So steigt der für eine Genehmigung von Atomkraftwerken relevante Stand von Wissenschaft und Technik stetig. Zwangsläufig weist ein Atomkraft je älter es wird, umso mehr Auslegungsschwächen auf.

Von der Atomindustrie wird häufig versichert, dass die älteren Reaktoren ständig nachgerüstet würden und so ein hohes Sicherheitsniveau aufweisen. In Deutschland gäbe es daher keine Altanlagen. Doch die Realität sieht anders aus: Aus technischen Gründen sind nicht alle Auslegungsdefizite überhaupt durch Nachrüstungen behebbar. Technisch mögliche Nachrüstungen werden aus wirtschaftlichen Gründen jedoch zum Teil nicht durchgeführt. Aber auch mit erfolgten Nachrüstungen werden die Altanlagen gerade einmal an den Stand von Wissenschaft und Technik „herangeführt“, erreichen aber nicht das eigentlich erforderliche Sicherheitsniveau. Außerdem erfolgen sicherheitstechnisch erforderliche Nachrüstungen in der Regel sehr schleppend. Werden die Nachrüstungen nach vielen Jahren umgesetzt, geschieht dieses zudem zum Teil fehlerhaft.

In einem aktuell durchgeführten Sicherheitsvergleich im Rahmen der beantragten Strommengenübertragung erwies sich bei 17 der untersuchten 23 sicherheitstechnisch

relevanten Ereignisse und sonstigen Betriebs- und Auslegungsmerkmale die Altanlage (Neckarwestheim 1) gegenüber der Neuanlage (Neckarwestheim 2) als nachteilig. Grund waren vor allem die größeren sicherheitstechnischen Reserven zur Beherrschung eines Störfalls.

Insgesamt führen die Auslegungsdefizite der älteren deutschen Reaktorlinien trotz erfolgter Nachrüstungen dazu, dass bei diesen die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten von Störfällen höher ist als bei neueren Anlagen, während die Wahrscheinlichkeit für die Beherrschbarkeit eines Störfalls zusätzlich geringer ist. Risikoerhöhend ist weiterhin, dass die Folgen eines Unfalls in einer Altanlage für die Bevölkerung deutlich gravierender sein können.

Ein fortschreitender Alterungsprozess der Komponenten bedroht die Sicherheit der Atomkraftwerke zusätzlich. Den Maßnahmen, die den gefährlichen Folgen der Alterung entgegenwirken können, sind fachliche Grenzen gesetzt. Denn Alterungsprozesse sind auch heute noch nicht ausreichend verstanden, zudem treten immer wieder neue und unerwartete Alterungseffekte auf. Fachlich mögliche Gegenmaßnahmen werden aus wirtschaftlichen Gründen nicht ausreichend ergriffen. Alterungsbedingte Schäden werden häufig erst durch ein Ereignis bemerkt. In darauf veranlassten Prüfungen werden meist weitere gleichartige Schäden gefunden.

In Deutschland ist ein Anstieg von alterungsbedingten Schäden zu beobachten. Um diesem Trend, zumindest in gewissen Grenzen, entgegenzuwirken, ist ein umfassendes Alterungsmanagement erforderlich. Dies muss in Deutschland erst noch eingeführt werden, obwohl einige deutsche Anlagen zu den ältesten zurzeit betriebenen Atomkraftwerken der Welt gehören. Deutschland bleibt in diesem Punkt weit hinter internationalen und eigenen Ansprüchen zurück.

Als Folgen der vielfältigen Alterungsprozesse steigt nicht nur die Versagenshäufigkeit von Komponenten, sondern Alterungsschäden können weitreichende Folgen haben. Sie können zum Beispiel einen Brand verursachen. Die Gefährdung der Altanlagen durch einen Brand ist aufgrund des unzureichenden Brandschutzes besonders groß, ein Unfall mit gravierenden Folgen droht.

Altanlagen erfordern wegen der Alterungsproblematik eine besonders sorgfältige Betriebsführung. Insbesondere deswegen, weil weniger Sicherheitsreserven zur Störfallbeherrschung vorhanden sind. Laut GRS wurden in den letzten Jahren jedoch wiederholt Ereignisse aus deutschen Atomkraftwerken gemeldet, die auf Mängel in der Organisation und/oder der Betriebsführung hinweisen, also auf Mängel in der Sicherheitskultur.

Ereignisse, deren Ursache in einer unzureichenden Sicherheitskultur lag, traten in den letzten Jahren nicht nur in den von Vattenfall betriebenen Anlagen Krümmel und Brunsbüttel auf. Viele dieser Fehler wurden zufällig gefunden und waren zum Teil schon lange vorhanden. Insofern muss davon ausgegangen werden, dass auch zurzeit nicht alle bestehenden Fehler bekannt sind, sondern erst bei einem Störfall bemerkt werden – im schlimmsten Fall durch den Ausfall der erforderlichen Sicherheitssysteme. Diese Gefahr betrifft alle Atomkraftwerke, das Bedrohungspotenzial ist für eine Altanlage aus den o. g. Gründen aber besonders groß.

Voraussetzung für eine angemessene Sicherheitskultur ist ein effektives Sicherheitsmanagement. Dies ist in Deutschland jedoch bisher nicht vorhanden. Sogar eine entscheidende Grundlage, eine angemessene ganzheitliche Analyse der Ereignisse weiterer Ereignisse, fehlt. Die RSK verfasste daher Ende letzten Jahres einen entsprechenden Leitfaden.

Auch wenn zukünftig eine angemessene Ereignisanalyse im Sinne der Vermeidung gleicher Ereignisse erfolgen würde, was angesichts der Komplexität von Atomkraftwerken grundsätzlich fast unmöglich ist, käme dies für die Altanlagen zu spät. Ihr Zustand ist aufgrund der jahrelangen Versäumnisse nicht wieder auf ein technisch vertretbares Sicherheitsniveau zu bringen.

Die Ereignisrate in Altanlagen ist im Vergleich zu Neuanlagen schon heute deutlich höher und wird mit dem Betriebsalter weiter ansteigen. Die Betreiber verweisen meist auf die geringe sicherheitstechnische Bedeutung der Ereignisse. Sie verschweigen dabei aber, dass ein störungsfreier Normalbetrieb die Basis des (gestaffelten) Sicherheitskonzepts der Atomkraftwerke zur Vermeidung schwerer Unfälle ist. Merkmal des gestaffelten Sicherheitskonzepts ist, dass jede Ebene greifen muss, um das angestrebte Sicherheitsniveau zu erreichen.

Die Gefährdung eines Atomkraftwerks durch externe Einwirkungen nimmt stetig zu, da sich die Bedrohungslage (z. B. durch Terroranschläge und Klimaänderungen) ändert und außerdem bestehende Risiken (z. B. durch Erdbeben) neu bewertet wurden. Dieses grundsätzliche Problem betrifft alle Atomkraftwerke. Altanlagen sind aber besonders bedroht, da sie weniger robust ausgelegt sind und nachweislich geringere Sicherheitsreserven aufweisen.

Laufzeitverlängerungen für die Altanlagen sind schon aufgrund der bestehenden Terrorgefahr unverträglich, vielmehr sollte eine frühzeitige Stilllegung ernsthaft geprüft werden. Das Schutzkonzept der Atomkraftwerke gegen einen Flugzeugangriff ist heute, acht Jahre nach dem 11.09.2001, gescheitert. Konsequenzen wurde bisher nicht gezogen.

Aber auch durch andere Angriffsszenarien sind die Atomkraftwerke bedroht, zum Beispiel durch Sabotageaktionen von sogenannten Innentätern. Diese Bedrohung findet bei Betreibern und Aufsichtsbehörden offenbar wenig Beachtung – dabei hängt die Möglichkeit eines unbemerkten Eingreifens für Innentäter wesentlich von der dortigen Sicherheitskultur ab.

Für einige Altanlagen bestehen noch weitere ernsthafte Gefährdungen, die statt einer Laufzeitverlängerung eine frühzeitige Stilllegung nahelegen. Das wäre in Biblis das Erdbebenrisiko, in Neckarwestheim das Risiko eines Erdrückens und in Unterweser das Hochwasserrisiko.

Fazit: Die Risiken, die von dem Betrieb eines Atomkraftwerks ausgehen sind, hoch. Das ist auch in Deutschland so. Die von einem Atomkraftwerk ausgehenden Risiken erhöhen sich mit dem Betriebsalter deutlich. Von den deutschen Altanlagen, die zu den ältesten Atomkraftwerken der Welt gehören, geht eine besonders hohe Gefährdung aus. Angesichts der katastrophalen Folgen eines schweren Unfalls ist ihre Laufzeitverlängerung abzulehnen, stattdessen wäre ihre frühzeitige Stilllegung anzuraten.

7 Literaturangaben

- ATW 2009 ATW: Kernkraftwerke in Deutschland, Betriebsergebnisse 2008, Internationale Zeitschrift für Kernenergie, 2009
- BECKER 2006 Becker, O. Hirsch, H.: Schwere Unfälle im AKW Esenshamm und ihre Folgen, Schwerpunkt Terrorgefahren, April 2006
- BFS 2008 Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Sicherheit in der Kerntechnik – Diskussion um Altanlagen; Jahresbericht 2007, 2008
- BFS 2009 Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Kernkraftwerke in Deutschland, Meldepflichtige Ereignisse seit Inbetriebnahme; 2009
- BIRKHOFFER 2007 Birkhofer, R. Gaul: Bericht der Expertenkommission zu den Kernkraftwerken Brunsbüttel und Krümmel, Hamburg, 06.11.2007
- BMU 1997 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Vorgehensvorschlag zur Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Ereignis „Externe Überflutung“; Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1998-497; Juni 1997
- BMU 1999 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 1998
- BMU 2002a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 2001
- BMU 2002b Bericht über das Vorkommnis mit Abriss einer Kühlleitung im Atomkraftwerk Brunsbüttel; Bonn 25. Februar 2002;
- BMU 2002c 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 2002d Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Antworten auf an Deutschland gestellte Fragen zum Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die zweite Überprüfungstagung im April 2002, Seite 48
- BMU 2003 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 2002
- BMU 2005 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 2004
- BMU 2006 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Antwort auf die die schriftlichen Fragen 8/67 und 8/68 des Abgeordneten Fell (Bündnis 90 / die Grünen) vom 08.08.2006, 14.08.2006
- BMU 2007 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Vierte Überprüfungstagung im April 2008, Berlin Oktober 2007
- BMU 2007a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Abschlussbericht zum Forschungsvorhaben SR2521: Analyse und Bewertung des Gefährdungspotenzials durch Korrosion in deutschen LWR; 2007

- BMU 2008 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Übertragung von Elektrizitätsmengen von Kernkraftwerk Neckarwestheim, Block II auf Block I, Ablehnungsbescheid 12.Juni.2008
- BMU 2008a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 2007
- BRD 2006 Bundesregierung: Antwort auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Hans-Josef Fell, Dr. Reinhard Loske, Sylvia Kotting-Uhl, weiterer Abgeordneter und der Fraktion BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN - Drucksache 16/724 - Gefahren der Atomenergie, 2006
- BRD 2007 Bundesregierung: Antwort auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Hans-Josef Fell, Sylvia Kotting-Uhl, Bärbel Höhn, weiterer Abgeordneter und der Fraktion BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN – Drucksache 16/6272 – Sicherheit deutscher Atomkraftwerke sowie Sicherheitskultur der Atomkraftwerksbetreiber; 19.10.2007
- BWUM 2009 Umweltministerium Baden-Württemberg: Meldepflichtige Ereignisse in baden-württembergischen Kernkraftwerken, unter www.um.baden-wuerttemberg.de , eingesehen im Juli 2009
- ERVE 1997 M. Erve: Die Bedeutung der Werkstofftechnik beim Lebensdauermanagement; 23.MPA-Seminar, Stuttgart, 01.-02.Oktober 1997
- GP 2005 GREENPEACE: Risiko Restlaufzeit – Die Probleme und Schwachstellen der vier ältesten deutschen Atomkraftwerke (Serie von vier Publikationen mit den Schwerpunkten Biblis A, Biblis B, Brunsbüttel und Neckarwestheim-1); Greenpeace Deutschland, Hamburg; 2005
- GRS 2003 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Zur Sicherheit des Betriebs der Kernkraft in Deutschland; Köln, 1999, 3. Auflage, 2003
- GRS 2006 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Jahresbericht 2004/2005; Köln 2006
- GRS 2008 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Jahresbericht 2006/2007; Köln 2008
- 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
- HUM 2003 Hessischen Umweltministerium: Presseinformation, Wiesbaden, 24.11.2003
- IAEA 1991 International Atomic Energy Agency: Safety Culture – a Report by the International Nuclear Safety Advisory Group; International Atomic Energy Agency, Safety Series No. 75-INSAG-4, Vienna 1991
- JTKT 2004 Jahrestagung Kerntechnik 2004, Fachsitzung Radiolyse in SWR Anlagen, Düsseldorf 25.-27. Mai 2004
- KTA 2000 Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA-Regel 2101: Brandschutz in Kernkraftwerken, Sicherheitstechnische Regel, Fassung 12/00, 11/05
- KTA 2009 Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA-Regel Nr.2301, Alterungsmanagement in Kernkraftwerken, in Vorbereitung, Stand 04.06.2009
- LIEMERSDORF 1998 H. Liemersdorf, F. Michel: Bedeutung von Alterungsphänomenen bei deutschen Kernkraftwerken, GRS/IPSN Fachgespräch, 1998
- LÖFFLER 2006 H. Löffler und M. Sonnenkalb: Methods and Results of a PSA Level 2 for a German BWR of the 900 MWe Class“, EUROSAFE 2006, Paris; 13./14.11.2006
- LTBW 2009 Landtag Baden-Württemberg: Antrag der Abg. Franz Untersteller u. a. GRÜNE und Stellungnahme des Umweltministeriums Vertuschung eines Korruptionsfalls im Atomkraftwerk Philippsburg, Drucksache 14 / 4334, 14. Wahlperiode 08. 04. 2009

- MSGV 2007 Ministerium für Soziales, Gesundheit und Verbraucherschutz Schleswig-Holstein, Pressemitteilung: Sozialministerium informiert über Offene Punkte aus der Periodischen Sicherheitsüberprüfung im Kernkraftwerk Brunsbüttel; 18.07.2007; unter www.schleswig-holstein.de, eingesehen im November 2007
- NEUMANN 2009 Neumann, W.: Stellungnahme zu Sicherheitsproblemen älterer Atomkraftwerke, Beispiel Isar 1, Studie im Auftrag der Grünen im bayrischen Landtag, Hannover, Juni 2009
- NL 2009 Niedersächsischer Landtag: Antwort des Niedersächsische Ministeriums für Umwelt und Klimaschutz auf eine große Anfrage der Fraktion Bündnis 90 / Die Grünen „Schwere Unfälle im Atomkraftwerk Esenshamm und ihre Folgen“; Drucksache 16/999 vom 16.03.2009
- RECK 2003 H. Reck, U. Jendrich, H. Schulz: Ausgewählte Ereignisse mit druckführenden Komponenten in Kernkraftwerken, Vorgehensweise der GRS; 29.MPA- Seminar, Stuttgart, 9. und 10. Oktober 2003
- RÖWEKAMP 2004 M. Röwekamp: Bewertung von Brandmodellen und Rechenprogrammen im Hinblick auf ihren Einsatz für Regulatorische Entscheidungen; Jahrestagung Kerntechnik 2004, Proceedings, Mai 2004
- RSK 2002 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Handhabungsfehler im Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar beim Umsetzen eines Brennelementes (Block I, ME 03/2002) und einer Primärneutronenquelle (Block II, ME 02/2002), Stellungnahme, 11.12.2003
- RSK 2004 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken; Empfehlung vom 22.08.2004, 2004
- RSK 2006 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): „Mängel an Mittelspannungskabeln mit sicherheitstechnischer Bedeutung in deutschen Kernkraftwerken“; Stellungnahme, 09.03.2006
- RSK 2008 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Leitfaden für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen, Empfehlung, 14./15.10.2008
- SCHNEIDER 2007 M. Schneider u.a.: Restrisiko - Ereignisse in Atomkraftwerken seit dem Tschernobyl Unfall 1986 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen, im Auftrag von Rebecca Harms Mitglied des Europäischen Parlaments, Mai 2007
- SCHUBERT 2009 B. Schubert: Niedrigwasserbetrachtungen an Kraftwerksstandorten; Jahrestagung Kerntechnik, Dresden, 2009
- SHMFE 2003 Ministeriums für Finanzen und Energie des Landes Schleswig-Holstein: Bericht zu Meldepflichtigen Ereignissen im Kernkraftwerk Brunsbüttel (KKB), Kiel, 18.02.2003;
- SZ 2006 Stuttgarter Zeitung: Schlüssel im Kernkraftwerk Philippsburg verschwunden; 29.03.2006
- VATTENFALL 2007 Vattenfall: Meldepflichtige Ereignisse, unter www.vattenfall.de, eingesehen im November 2007
- VATTENFALL 2007a Vattenfall: Zwischenbericht der KKK GmbH & Co oHG zum Ereignis am 28.06.2007, bestehend aus den Berichtsteilen Hauptteil, Umwelt, Brandbekämpfung, Prozessrechner, 13.07.2007
- VATTENFALL 2007b Vattenfall: Maßnahmenpaket für die Kernkraftwerke Krümmel und Brunsbüttel, Vattenfall Europe Nuclear Energy GmbH; 05.09.2007, unter www.vattenfall.de, eingesehen im November 2007
- VATTENFALL 2009 Kernkraftwerke Sicherheit geht vor, unter www.vattenfall.de, eingesehen im August 2009
- WANO 2005 World Association of Nuclear Operators: Hinweise über den Materialzustand sammeln, Inside WANO, Band 13, Nummer 3, 2005

- WELT 1999 WELT: Warum deutsche Kernkraftwerke nicht alt werden, 30.03.1999, eingesehen unter www.welt.de im Juli 2009
- WENRA 2006 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA): Harmonisierung der Reaktorsicherheit in den WENRA-Ländern, Referenzniveaus, Arbeitsübersetzung, Mai 2006