

**Stellungnahme**  
über  
**Sicherheitsprobleme älterer  
Atomkraftwerke**  
**Beispiel Isar 1**

Auftraggeber:

Bündnis 90 / Die Grünen im Bayerischen Landtag

Auftragnehmer:

**intac -**

Beratung, Konzepte, Gutachten  
zu Technik und Umwelt GmbH

Hannover, Januar 2010

(überarbeitete und erweiterte Fassung von Juni 2009)

## **BearbeiterIn**

Ing. grad. Dipl.-Phys. Wolfgang Neumann (Projektleitung)

**intac** - Beratung, Konzepte, Gutachten  
zu Technik und Umwelt GmbH  
Kleine Düwelstraße 21  
30 171 Hannover  
Tel.: 0511 / 85 30 55  
Fax: 0511 / 85 30 62  
e-mail: [WNeumann@intac-hannover.de](mailto:WNeumann@intac-hannover.de)

Dipl.-Phys. Oda Becker

Scientific Consulting for Energy and the Environment  
Kniestr. 12  
30167 Hannover  
Tel.: 0511 / 262 53 13  
e-mail: [Oda.Becker@web.de](mailto:Oda.Becker@web.de)

## Inhaltsverzeichnis

<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>7</b>
<b>1 Einleitung .....</b>	<b>12</b>
<b>2 SWR-Baulinie 69 .....</b>	<b>14</b>
<b>3 Isar 1 .....</b>	<b>19</b>
<b>4 Betriebserfahrungen mit SWR`69 .....</b>	<b>22</b>
4.1 Meldepflichtige Ereignisse.....	22
4.1.1 Deutsches Meldesystem .....	22
4.1.2 IAEA-Meldesystem.....	23
4.1.3 Sicherheitsindikatoren .....	25
4.1.4 Überblick meldepflichtige Ereignisse in SWR`69 .....	26
4.1.5 Besondere Ereignisse SWR`69 .....	28
4.1.6 Meldepflichtige Ereignisse Isar 1 .....	30
4.2 Arbeitsverfügbarkeit.....	32
<b>5 Auslegungsschwächen bei SWR`69 .....</b>	<b>35</b>
5.1 Reaktorgebäude .....	35
5.2 Sicherheitsbehälter .....	36
5.3 Komponenten und Systeme .....	37
5.4 Auslegung gegen Brand.....	41
<b>6 Alterung.....</b>	<b>45</b>
6.1 Alterung von Werkstoffen.....	46
6.2 Gegenmaßnahmen .....	47
6.3 Alterungsmanagement.....	48
6.4 Alterung von Mittelspannungskabeln.....	50

<b>7</b>	<b>Potenzielle Stör-/Unfälle.....</b>	<b>52</b>
7.1	Transformatorbrand .....	52
7.1.1	Störfall im Atomkraftwerk Krümmel.....	52
7.1.2	Übertragbarkeit auf andere Reaktoren der Baulinie SWR `69.....	53
7.2	Radiolysegasexplosion .....	54
7.2.1	Störfall im Atomkraftwerk Brunsbüttel.....	54
7.2.2	Weitere Radiolysegasmeldungen in Deutschland.....	56
7.2.3	Übertragbarkeit auf die Baulinie SWR`69 .....	57
7.2.4	Bedeutung für Isar 1 .....	58
<b>8</b>	<b>Flugzeugabsturz .....</b>	<b>60</b>
8.1	Auslegung Reaktorgebäude.....	60
8.2	Brennelement-Lagerbecken .....	62
8.3	Die GRS-Studie zum Flugzeugabsturz auf Atomkraftwerke .....	63
8.4	Schutzmaßnahmen gegen einen gezielten Flugzeugangriff .....	64
8.5	Besondere Situation Isar 1 .....	67
8.6	Mögliche Auswirkungen eines gezielten Flugzeugabsturzes auf Isar 1 .....	69
8.6.1	Absturz auf das Reaktorgebäude .....	69
8.6.2	Absturz auf das Maschinenhaus oder das Schaltanlagegebäude.....	73
8.6.3	Brennelement-Lagerbecken .....	74
8.7	Konsequenzen.....	76
<b>9</b>	<b>Werkstoffprobleme bei Rohrleitungen.....</b>	<b>77</b>
9.1	Dehnungsinduzierte Risskorrosion in ferritischen Rohrleitungen .....	78
9.1.1	Auftreten dehnungsinduzierter Risskorrosion .....	78
9.1.2	Ursachenanalyse.....	78
9.1.3	Abhilfemaßnahmen .....	79
9.1.4	Dehnungsinduzierte Rissproblematik in Isar 1 .....	81
9.1.5	Fazit zur dehnungsinduzierten Rissproblematik .....	83

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

9.2	Interkristalline Spannungsrissskorrosion in austenitischen Rohrleitungen.....	84
9.2.1	Auftreten interkristalliner Spannungsrissskorrosion.....	84
9.2.2	Schadens- bzw. Ursachenanalyse .....	86
9.2.3	Abhilfemaßnahmen .....	89
9.2.4	OPDE-Datenbank zu Rohrleitungsschäden.....	90
9.2.5	Interkristalline Spannungsrissskorrosion in Isar 1.....	91
9.2.6	Fazit zur interkristallinen Spannungsrissskorrosion.....	94
9.3	Transkristalline Spannungsrissskorrosion in austenitischen Rohrleitungen und Armaturen .....	96
9.3.1	Auftreten transkristalliner Spannungsrissskorrosion.....	96
9.3.2	Ursachenanalyse.....	97
9.3.3	Abhilfemaßnahmen .....	98
9.3.4	Transkristalline Spannungsrissskorrosion in Isar 1.....	99
9.3.5	Fazit zur transkristallinen Spannungsrissskorrosion.....	99
9.4	Gesamtfazit zu Rissen .....	100
9.5	Mögliche Auswirkungen von Rohrleitungsversagen .....	101
9.5.1	Probabilistische Sicherheitsanalyse der GRS.....	101
9.5.2	Bewertung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse.....	103
<b>Literatur</b>	.....	<b>106</b>
<b>AN H A N G 1</b>	.....	<b>119</b>
<b>AN H A N G 2</b>	.....	<b>124</b>
<b>AN H A N G 3</b>	.....	<b>129</b>

## Tabellenverzeichnis

Tabelle 2-1:	Grundlegende Daten der Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 [ATW 2009]	14
Tabelle 4-1:	Meldepflichtige Ereignisse nach INES-Skala in den bundesdeutschen Reaktoren insgesamt sowie in Reaktoren der Baulinie SWR`69	27
Tabelle 4-2:	Arbeitsverfügbarkeit der AKW von Betriebsbeginn bis zum 31.12.2008 [ATW 2009]	33

## Abbildungsverzeichnis

Abbildung 2-1:	Sicherheitsbehälter eines Siedewasserreaktors der Baulinie 69 mit Reaktordruckbehälter und Kondensationskammer [GRS 2006b]	15
Abbildung 2-2:	Schematische Darstellung des Reaktorgebäudes mit dem Reaktor- druckbehälter im und dem Brennelementlagerbecken über dem Sicherheitsbehälter sowie dem Maschinenhaus mit Turbine und Generator [GRS 2006b]	16
Abbildung 2-3:	Häufigkeit von Gefährdungszuständen in deutschen Atomkraft- werken [BMU 2002d]	18
Abbildung 3-1:	Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft im Jahr 2005 [BMU 2007a]	20
Abbildung 3-2:	Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft im Jahr 2007 [BMU 2008a]	21
Abbildung 4-1:	INES-Skala für Ereignisse in Atomanlagen [IAEA 2001]	24
Abbildung 6-1:	Zeitlicher Verlauf der Versagenshäufigkeit ("Badewannen-Kurve")	46
Abbildung 9-1:	Häufigkeit von Rohrleitungsschäden kategorisiert nach Schadensursache [GRS 2003a]	91

## Zusammenfassung

In der hier vorliegenden Stellungnahme werden die Sicherheitsprobleme älterer Atomkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland am Beispiel der Reaktorbaulinie SWR`69 betrachtet. Dabei wird insbesondere auf den zweitältesten noch in Betrieb befindlichen Siedewasserreaktor dieser Baulinie, Isar 1, eingegangen. Es handelt sich um eine überarbeitete und zu den Themen Flugzeugabsturz und Rohrleitungen erweiterte Fassung der Stellungnahme zum gleichen Thema vom Juni 2009. Insbesondere die beiden aus sicherheitstechnischer Sicht für die Diskussion um den Weiterbetrieb von Isar 1 besonders relevanten Aspekten Flugzeugabsturz sowie die Rissbildung in Rohrleitungen und Armaturen wurden vertieft bearbeitet.

Die älteren Siedewasserreaktoren (SWR) erfüllen nicht mehr alle Sicherheitsanforderungen, die nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik an moderne Reaktoren gestellt werden. Auch mit den umfangreichen Nachrüstungen, mit denen bei Isar 1 bereits schon vor Inbetriebnahme des Reaktors begonnen werden musste, konnte diese Situation nicht grundlegend verändert werden. Allerdings sind die Nachrüstmaßnahmen der Grund dafür, dass diese Reaktoren Bestandsschutz genießen und der Betrieb dieser Anlagen überhaupt noch möglich ist. Angesichts der gravierenden Auslegungsschwächen muss das als höchst problematisch angesehen werden.

Eine wesentliche Schwäche der SWR`69 (inklusive Isar 1) ist die Auslegung des Reaktor Gebäudes. Die Stahlbetonwände sind relativ dünn, so dass sie nur begrenzten Schutz gegen Einwirkungen von außen bieten. Die kompakte, kostensparende Bauweise der SWR`69 hat einen **Sicherheitsbehälter** mit geringem freiem Volumen zur Folge. Dies wiederum bedeutet im Störfall einen schnellen Druckaufbau und die Möglichkeit des frühzeitigen Versagens des Sicherheitsbehälters. Seine Aufgabe bei Kühlmittelverluststörfällen und Kernschmelzen die Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung möglichst lange hinauszuzögern, kann er deshalb nur unzureichend erfüllen. Sicherheitsanalysen haben ergeben, dass Kernschmelzabläufe möglich sind und in diesen Fällen von einem schnellen Versagen des Sicherheitsbehälters auszugehen ist. Das nachgerüstete Druckentlastungssystem muss bereits bei relativ niedrigem Druck ansprechen und besitzt selbst ein gewisses Versagenspotenzial. Besonders problematisch ist zudem die dünnwandige stählerne Bodenwanne des Sicherheitsbehälters. Im Falle einer Kernschmelze versagt dieser besonders rasch. Für die erforderliche Evakuierung der Bevölkerung stehen von Störfalleintritt bis Freisetzung nur wenige Stunden zur Verfügung.

Weitere **Auslegungsschwächen** sind die außerhalb des Sicherheitsbehälters befindlichen Teile des Kühlmittelkreislaufs, die Notwendigkeit eines aktiven Systems zum Einfahren der Steuerstäbe zur Reaktorschnellabschaltung bei Störfällen, die nachträgliche Umsetzung des Bruchausschlusskonzepts für Rohrleitungen, die vergleichsweise geringe Zahl von Redun-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

danzen, teilweise Vermaschung des Notstromsystems, die Herstellungstechnik für den Reaktordruckbehälter und der unzureichende Brandschutz..

Die im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit für alle Reaktoren in der Bundesrepublik Deutschland durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen zeigen, dass die ermittelte Häufigkeit von möglichen **Gefährdungszuständen** bei den SWR`69 deutlich höher ist als für Reaktoren späterer Bauarten. Weitere Hinweise für größere sicherheitstechnische Defizite im Vergleich zu neueren Reaktoren geben die höhere Zahl von meldepflichtigen Ereignissen bis hin zu Störfällen sowie die über den gesamten Betriebszeitraum geringere Arbeitsverfügbarkeit dieser Reaktoren.

Die Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse hat sowohl für die Baulinie SWR`69 als auch speziell für Isar 1 in Bezug auf die Zahl der Meldungen zwei Schwerpunkte ergeben. Es sind dies Probleme mit den Sicherheits- und Entlastungsventilen sowie mit Befunden bezüglich des Werkstoffzustandes (Risse usw.). Besonders sicherheitsrelevante meldepflichtige Ereignisse in den SWR`69 Brunsbüttel und/oder Krümmel betrafen Radiolysegasreaktionen, Planungsfehler in Steuerungen höchst relevanter Sicherheitseinrichtungen und Befestigungsdübel. Ereignisse dieser Art können auch in Isar 1 auftreten und Auslöser für Störfälle sein. Zu diesbezüglichen als Reaktion auf die Vorkommnisse für Isar 1 ergriffenen Vorsorgemaßnahmen gibt es keine Aussagen.

Zwei meldepflichtige Ereignisse in Isar 1, deren Folgen auch zukünftig Bedeutung für die Sicherheit haben können, sind im Reaktordruckbehälter verbliebene Kugeln und die Ursache für einen längeren Ausfall der Hauptwärmesenke. Hierzu besteht weiterer Klärungsbedarf.

Ein größer werdendes Problem ist auch für Isar 1 die **Alterung** von Werkstoffen, Systemen und Konzepten, Dokumentation sowie Personal. In Bezug auf Werkstoffe wird die Alterung in Atomkraftwerken hervorgerufen durch: Ionisierende Strahlung, thermische und mechanische Beanspruchungen, sowie korrosive, abrasive und erosive Prozesse. Folgen der Alterungsprozesse sind u. a. Versprödung, Rissbildung und -wachstum oder Veränderungen elektrischer Eigenschaften.

Alterung kann nur teilweise durch Nachrüstung bzw. Austausch betroffener Systeme und Komponenten behoben werden. Grundsätzlich sind zwar Maßnahmen zur Erkennung von Alterungsdefekten möglich, wie zum Beispiel häufigere Prüfungen. Aber abgesehen von eingeschränkter Prüfbarkeit treten auch nicht erwartete Effekte auf, die mangels Kenntnis nicht überwacht und damit nicht frühzeitig erkannt werden. Um die Probleme möglichst gering zu halten, ist ein wissensbasiertes Alterungsmanagement erforderlich. Von der Umsetzung eines solchen Alterungsmanagements ist für Isar 1 nichts bekannt geworden.

Die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 waren in der Vergangenheit und sind bis heute stark von **Rissbildungen** in den Rohrleitungssystemen betroffen. Dehnungsinduzierte Riss-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

korrosion , interkristalline und transkristalline Spannungsrisskorrosion waren die Hauptursachen. Sie führten zu umfangreichen Nachrüstprogrammen, bei denen die alten Rohrleitungen und Komponenten durch solche aus anderen Werkstoffen ersetzt werden mussten. Die Geschichte mit den Werkstoffen der Rohrleitungen ist dadurch gekennzeichnet, dass alle Experten den jeweils gerade eingesetzten Werkstoff für korrosionsresistent hielten. In der Praxis traten korrosionsgestützte Risse jedoch immer wieder auf.

Der Austausch von den sicherheitstechnisch hoch relevanten Rohrleitungen des Frischdampf- und Speisewassersystems gegen Rohrleitungen aus anderem Werkstoff dauerte von der Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission bis zum Abschluss fast 20 Jahre. Das ist ein nicht zu akzeptierender Zeitraum. Die neu eingebauten Rohrleitungen besitzen den Status der Basissicherheit. Rohrleitungsbrüche sollen damit ausgeschlossen sein (Leck-vor-Bruch-Postulat). Das Auftreten von Rissen wird dadurch jedoch nicht, das unerkannte Erreichen einer kritischen Rissgröße nur unter dem Vorbehalt des aktuellen Kenntnisstandes mit großer Wahrscheinlichkeit verhindert. Deshalb kann ein Störfall aufgrund eines Rohrleitungsschadens nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden.

Eine seit Beginn der 1990er Jahre bis heute relevante Rissart in den metallischen Werkstoffen von Isar 1 ist die interkristalline Spannungsrisskorrosion. Sie war bis zu ihrem Auftreten an den betroffenen Rohrleitungen bei dem eingesetzten Werkstoff für ausgeschlossen gehalten worden. Bei Untersuchungen im Labor trat ein rasantes Risswachstum auf, das in den Atomkraftwerken nicht beobachtet wurde. Hierfür gab es keine Erklärung. Es wird aber vermutet, dass dieses zu einem späteren Zeitpunkt des Reaktorbetriebes auftreten kann. Deshalb ist eine Gefährdung der Sicherheit trotz Basissicherheit (s.o.) nicht ausgeschlossen.

Eine weitere seit 2007 in anderen SWR`69 durch Sonderprüfungen verstärkt festgestellte Ursache für Risse ist die Chlorid-bedingte transkristalline Spannungsrisskorrosion. Sie tritt an Innenflächen von Rohrleitungen und Armaturen auf, die bis zur Feststellung der ersten Risse nicht wiederkehrend geprüft wurden. Für Isar 1 wurde nicht veröffentlicht, ob eine Übertragbarkeitsprüfung durchgeführt wurde.

Risse können auslösendes Ereignis für folgenschwere Störfälle sein oder auch Ereignisabläufe aus anderer Ursache negativ beeinflussen. Einer frühzeitigen Erkennung sowie der Durchführung wirksamer Vorsorgemaßnahmen kommt deshalb eine hohe Bedeutung zu. Grundsätzlich ausschließen lassen sich Risse dadurch jedoch nicht.

In den SWR`69 Brunsbüttel und Krümmel traten bedeutsame **Störfälle** auf, die auch in Isar 1 möglich sind. Die Radiolysegasexplosion 2001 in Brunsbüttel hatte das Potenzial für einen schweren Unfall. In der Anlage gab es eine Reihe von Gegenmaßnahmen zum Schutz vor einer solchen Explosion. Die Möglichkeit einer Radiolysegasexplosion an der betroffenen Stelle war vorher als ausgeschlossen angesehen worden. Daraus sowie aus einigen anderen Fällen von Radiolysegasreaktionen ist abzuleiten, dass trotz der relativ umfangreichen

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Maßnahmen in Isar 1 auch dort eine Radiolysegasreaktion nicht ausgeschlossen werden kann.

Der Transformatorbrand 2007 in Krümmel hätte bei einer weiteren Verkettung von Ausfall oder Fehlfunktion bestimmter Einrichtungen ebenfalls weitreichende Folgen haben können. Die dortigen unvorhergesehenen Abläufe nach einem zunächst im konventionellen Teil des Atomkraftwerkes aufgetretenen Fehlers, waren der erste Schritt zu einem Kernschmelzunfall. Solche Abläufe sind grundsätzlich auch in Isar 1 möglich.

Aufgrund der unmittelbaren Einbindung der Bundesrepublik Deutschland in die Intervention in Krisengebieten und ihrer wirtschaftlichen Rolle im Welthandel, sind Terroranschläge eine ernst zu nehmende Bedrohung. Ein gezielter **Flugzeugabsturz** auf ein Atomkraftwerk muss deshalb als möglich betrachtet werden. Begrenzter Schutz wäre durch eine Auslegung des Atomkraftwerkes gegen die dabei auftretenden Belastungen möglich. Eine in der Diskussion befindliche Vernebelung kann den Schutz nur unwesentlich erhöhen. Auch alle in der Bundesrepublik ergriffenen Flugsicherheitsmaßnahmen sind überwindbar oder greifen wegen der Nähe von Isar 1 zu Flugkorridoren nicht.

Die älteren Reaktoren, und hier insbesondere auch Isar 1, sind in Bezug auf einen Flugzeugabsturz vergleichsweise gering geschützt. SWR`69 haben gleich drei durch Nachrüstungen nicht zu korrigierende gravierende Nachteile:

- ◆ Das Reaktorgebäude ist nicht gegen einen Absturz von heute eingesetzten Militärflugzeugen und schon gar nicht gegen einen Absturz von Verkehrs- und Frachtflugzeugen ausgelegt. Bei einem Absturz auf das Reaktorgebäude kommt es mit großer Wahrscheinlichkeit zur Kernschmelze.
- ◆ Das Maschinenhaus und das Schaltanlagegebäude sind überhaupt nicht gegen Flugzeugabsturz ausgelegt. Durch das Konstruktionskonzept der SWR`69 ist auch bei einem Absturz auf diese Gebäude als Folge eine Kernschmelze möglich.
- ◆ Das Brennelement-Lagerbecken befindet sich in besonders exponierter Lage außerhalb des Sicherheitsbehälters im oberen Bereich des Reaktorgebäudes. Daher ist das Lagerbecken außer durch einen Flugzeugabsturz auch durch Angriffe mit panzerbrechenden Infanteriewaffen oder Sprengstoff verwundbar.

Mehrere Gutachterorganisationen kommen in Bewertungen für unterschiedliche Auftraggeber (Bundesregierung, Landesregierungen, Umweltschutzverbände) jeweils zum gleichen Ergebnis: Beim Absturz eines Verkehrsflugzeuges auf Isar 1 oder einen vergleichbaren Reaktor kommt es zur katastrophalen Freisetzung radioaktiver Stoffe. Der von der Bayerischen Staatsregierung proklamierte „solide Grundschutz“ von Isar 1 gegen Abstürze dieser Art existiert nicht.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Tritt die nach einem Flugzeugabsturz zu erwartende Kernschmelze und damit die katastrophale Freisetzung ein, werden die Eingreifrichtwerte für Evakuierung und Umsiedlung der Bevölkerung noch in 15 km um Größenordnungen überschritten. Auch die Bevölkerung in mehr als 100 km Entfernung wird davon noch stark betroffen sein. Kann die Evakuierung nicht vor Freisetzung der radioaktiven Stoffe erfolgen, wird es in der näheren Umgebung zu vielen akut Strahlengeschädigten und Toten kommen. Der Betrieb des Reaktors stellt deshalb ein hohes Sicherheitsrisiko für die Bevölkerung dar.

Vergleichbare Folgen sind nicht nur bei einem direkten Treffer des Reaktorgebäudes möglich. Durch die Größe der Verkehrsflugzeuge und die kompakte Bauweise der Anlage ist das Reaktorgebäude bei Treffern des Maschinenhauses oder des Schaltanlagegebäudes immer mit betroffen.

Unabhängig von einer Kernschmelze im Reaktor, kann es auch durch die Zerstörung des **Brennelement-Lagerbeckens** im Reaktorgebäude nach einem weniger aufwendigen Terroranschlag mit einem kleineren Flugzeug, mit panzerbrechenden Infanteriewaffen oder mit Sprengstoff zu katastrophalen Folgen kommen. Das radioaktive Inventar des Lagerbeckens ist so groß, dass bei Ausfall der Kühlung eine erhebliche Freisetzung radioaktiver Stoffe zu erwarten ist. Die langfristigen Auswirkungen sind vergleichbar mit denen einer Kernschmelze.

**Insgesamt** ist festzustellen, dass der Betrieb von Isar 1 ein nicht vernachlässigbares Risiko darstellt, und dieses Risiko aufgrund des Alters der Anlage auch größer als für andere Reaktoren ist. Dieses Risiko steigt mit dem Alter der Anlage weiter an, eine Laufzeitverlängerung ist deshalb sicherheitstechnisch nicht zu vertreten, vielmehr sollte eine vorzeitige Stilllegung ernsthaft geprüft werden.

## 1 Einleitung

In der Bundesrepublik Deutschland sind im Jahr 2009 noch 17 kommerziell betriebene Kernspaltreaktoren in Betrieb. Vier davon sind Siedewasserreaktoren der Baulinie 69, es handelt sich um die Atomkraftwerke Brunsbüttel und Krümmel sowie um jeweils einen Reaktor der Atomkraftwerke Philippsburg und Isar. Diese Reaktorbaulinie wurde auf Grundlage US-amerikanischer Konzepte und aufbauend auf zur damaligen Zeit bereits gebauten und in Betrieb befindlichen deutschen Reaktoren entwickelt. In der hier vorgelegten Stellungnahme soll eine Bewertung bestimmter sicherheitstechnischer Aspekte bei dieser Baulinie vorgenommen werden. Eine vertiefende Betrachtung erfolgt dabei für den Reaktor Isar 1.

Der Reaktorblock Isar 1 ist einer der ältesten in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Reaktoren. In der Vergangenheit traten dort viele Probleme auf. Dennoch wird, genau wie für andere ältere Reaktoren, von den Betreibern auch für Isar 1 eine Laufzeitverlängerung gefordert.

Nach gegenwärtig geltendem Atomgesetz ist eine Laufzeit des Reaktors über die im Jahr 2000 zwischen den Betreibern der bundesdeutschen Atomkraftwerke und der Bundesregierung vereinbarte Strommenge hinaus nicht zulässig. Die Reststrommenge für Isar 1 betrug am 01.01.2009 noch 16.666,4 GWh. Unter Zugrundelegung des Durchschnitts der in den letzten drei Jahren produzierten elektrischen Arbeit und unter der Voraussetzung, dass keine Strommengen von anderen Reaktoren übertragen werden, muss der Reaktor etwa Mitte 2011 stillgelegt werden.

Vor dem Hintergrund der in der Vergangenheit bekannt gewordenen Probleme ist eine Laufzeitverlängerung sicherheitstechnisch problematisch. Für die weitere Diskussion war die Erstellung einer sicherheitstechnischen Bestandsaufnahme sinnvoll, die über die allgemeine Benennung der Probleme hinausgeht. Die Fraktion Bündnis 90 / Die Grünen im Bayerischen Landtag beauftragte die intac GmbH mit E-Mail vom 27.03.2009 eine entsprechende Stellungnahme abzugeben. Die Stellungnahme wurde im Juni 2009 vorgelegt.

Auf Grundlage der Ergebnisse wurden im Bayerischen Landtag einige Anfragen gestellt, um bestimmte Sachlagen aufzuklären. Unter Berücksichtigung der Antworten der Bayerischen Staatsregierung sollte die Stellungnahme vom Juni 2009 aktualisiert und die beiden Aspekte Flugzeugabsturz und Werkstoffprobleme vertiefend bearbeitet werden. Die Ergebnisse werden mit dieser Stellungnahme vorgelegt.

Die hier vorgelegte Studie hat im Wesentlichen öffentlich zugängliche Informationen zur Grundlage. Für den Reaktor Isar 1 sind Betreiberberichte und Gutachten im Rahmen von atomrechtlichen Verfahren ebenso wenig zugänglich, wie beispielsweise die im Jahr 2004 vom Betreiber vorgelegte Unterlage zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung sowie der Stellungnahme der Aufsichtsbehörde hierzu. Es kann hier deshalb nicht der Detaillierungs-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

grad und die Substantiierung erreicht werden, wie es in einem Gutachten nach § 20 Atomgesetz innerhalb eines atomrechtlichen Verfahrens möglich ist. Ein solcher Detaillierungsgrad wäre von Nichtbetreiberseite auch gar nicht zu finanzieren. Die für die Erstellung dieser Studie herangezogenen Unterlagen – u.a. wissenschaftliche Veröffentlichungen, Berichte zu Untersuchungen und Forschungsvorhaben von Bundesumweltministerium und Bundesamt für Strahlenschutz, Stellungnahmen der Reaktor-Sicherheitskommission, Parlamentsdrucksachen – sind jedoch ebenfalls fundiert und seriös. Auf Grundlage der langjährigen Erfahrungen der Autorin und des Autors können aus der Auswertung dieser Unterlagen wichtige Erkenntnisse gewonnen und belastbare Schlussfolgerungen gezogen werden. Deshalb kann diese Studie einen wichtigen Beitrag für die weitere Diskussion um die Laufzeitverlängerung und Atomenergienutzung insgesamt darstellen.

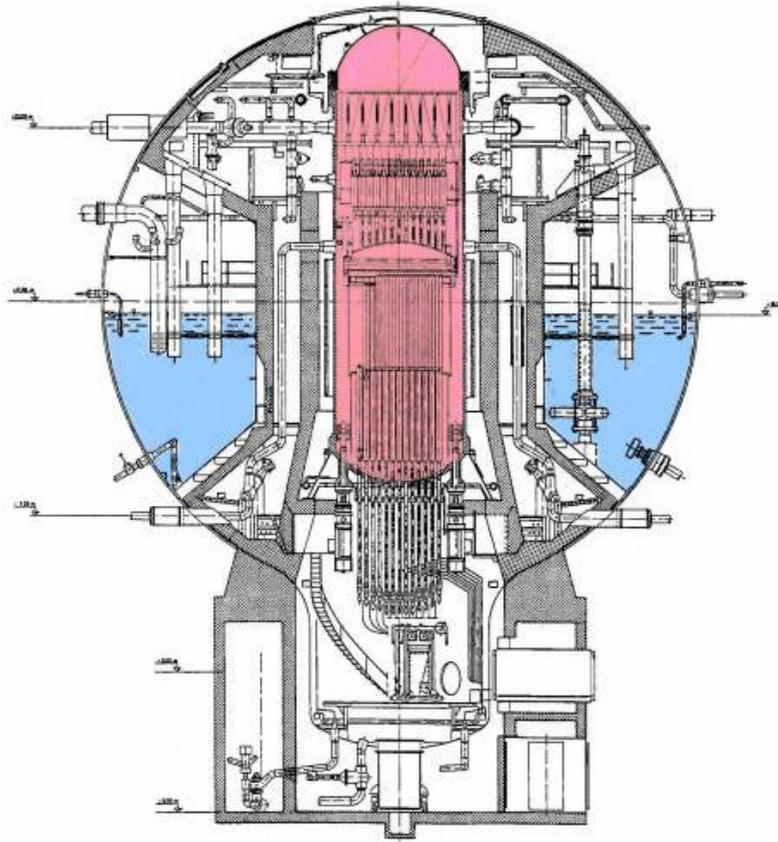
## 2 SWR-Baulinie 69

In der Bundesrepublik Deutschland werden seit Beginn der Atomenergienutzung Leichtwasserreaktoren für die Spaltung der Atomkerne eingesetzt. Dabei sind die Typen Druckwasser- und Siedewasserreaktoren zu unterscheiden. Als erster Reaktortyp wurde ein Siedewasserreaktor (SWR) in Betrieb genommen. Das war im Jahr 1961 das Versuchsatomkraftwerk Kahl. Über die Weiterentwicklung von Gundremmingen A (Inbetriebnahme 1966) und Würiggassen (Inbetriebnahme 1972) mit zunehmender elektrischer Leistung führte der Weg zur Reaktorbaulinie 69 (SWR`69), die ihren Namen nach dem Jahr des Planungsbeginns 1969 hat. Zu dieser Baulinie gehören die Atomkraftwerke Brunsbüttel und Krümmel sowie die Reaktoren Isar 1 und Philippsburg 1. Es folgte die Baulinie 72 (SWR`72), zu der die beiden Reaktoren B und C in Gundremmingen gehören. In der folgenden Tabelle werden einige grundlegende Daten der Baulinie SWR`69 zusammengestellt:

Atomkraftwerk	Erste Kritikalität	Bruttoleistung [MW]	Nettoleistung [MW]	Eigentümer
Würiggassen	1971 (bis 1995)	670	640	100 % E.ON
Brunsbüttel	1976	806	771	66,7 % Vattenfall / 33 % E.ON
Isar-1	1977	912	878	100 % E.ON
Philippsburg-1	1979	926	890	100 % EnBW
Krümmel	1983	1.402	1.346	50 % Vattenfall / 50 % E.ON

**Tabelle 2-1: Grundlegende Daten der Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 [ATW 2009]**

Der Reaktordruckbehälter der SWR`69 befindet sich im Reaktorgebäude innerhalb eines kugelförmigen Sicherheitsbehälters in dem auch das Druckabbausystem mit der Kondensationskammer und dem Schnellabschaltsystem im so genannten Ringraum untergebracht ist (siehe Abbildung 2-1). Oberhalb des Sicherheitsbehälters befindet sich das Brennelement-Lagerbecken, über das frische Brennelemente in den Reaktorkern transportiert und die bestrahlten Brennelemente nach ihrem Einsatz im Reaktor zum Abklingen gelagert werden. Außerdem befinden sich im Reaktorgebäude die Sicherheitssysteme und weitere Einrichtungen.



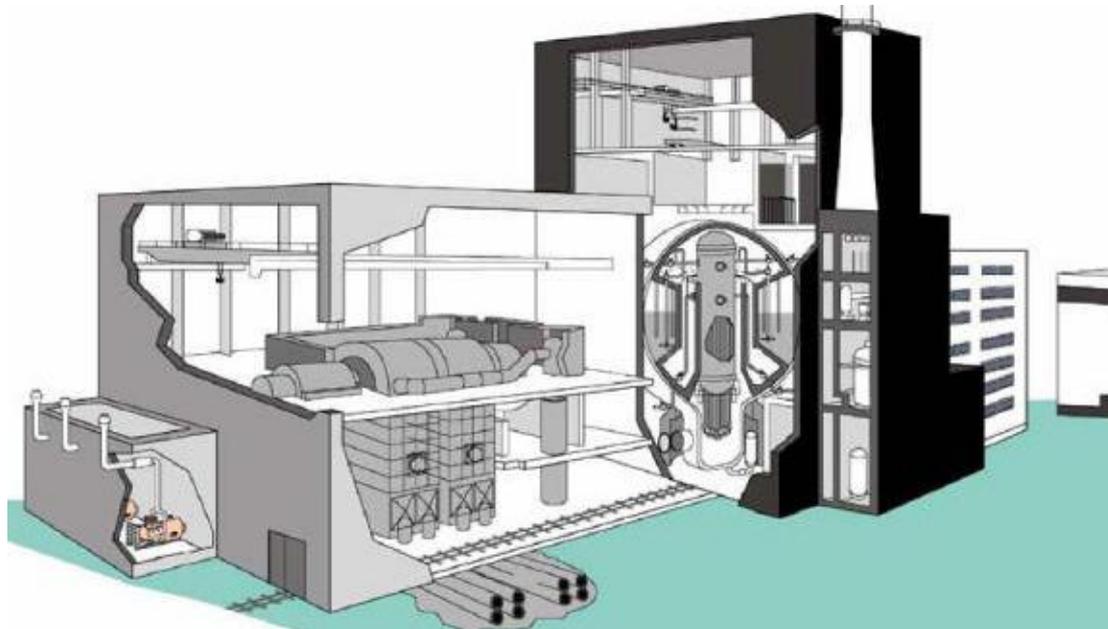
**Abbildung 2-1: Sicherheitsbehälter eines Siedewasserreaktors der Baulinie 69 mit Reaktordruckbehälter (rot) und Kondensationskammer (blau) [GRS 2006b]**

Ein typisches Merkmal von SWR ist das Einfahren der Stäbe zur Steuerung des Reaktors von unten. Dazu ist ein aktiver Antrieb erforderlich (siehe Abbildung 2-1 unterhalb des Reaktordruckbehälters).

Ein weiteres wichtiges Merkmal von Siedewasserreaktoren ist, dass sie nur einen Kreislauf besitzen, mit dem gleichzeitig der Reaktorkern gekühlt und die Turbine angetrieben wird. Die Beschränkung auf einen Kreislauf bedeutet, dass Leitungen und Komponenten der druckführenden Umschließung bzw. des Radioaktivität führenden Kühlmittelkreislaufs auch den Sicherheitsbehälter verlassen.

Die Baulinie SWR`69 ist dadurch gekennzeichnet, dass diese Anlagenteile in Bezug auf ihre Anordnung besonders kompakt gebaut sind. Der Sicherheitsbehälter hat deshalb ein vergleichsweise geringes Volumen. Ziel dieser Bauweise war es Material und Kosten sparende Reaktoren zu bauen [ECKERT 1984].

Neben dem Reaktorgebäude befinden sich auf der einen Seite das Dekontaminierungsgebäude mit den Werkstätten und auf der anderen Seite das Maschinenhaus mit der Turbine, dem Generator und den Kondensatoren. An Reaktorgebäude und Maschinenhaus schließt sich das Schaltanlagegebäude an. Dieses enthält die Warte, elektrische bzw. elektronische Einrichtungen und die Gebäudelüftungsanlagen. In einem weiteren Anbau zum Maschinenhaus befinden sich vier Notstromdiesel (siehe Abbildung 2-2). Abweichend davon befinden sich dort bei Isar 1 nur zwei und in einem Anbau zum Dekontaminierungsgebäude die anderen beiden Notstromdiesel.



**Abbildung 2-2: Schematische Darstellung des Reaktorgebäudes mit dem Reaktor-druckbehälter im und dem Brennelementlagerbecken über dem Sicherheitsbehälter sowie dem Maschinenhaus mit Turbine und Generatoren [GRS 2006b]**

Die genannten Merkmale von Siedewasserreaktoren sowie die Auslegung anderer Sicherheitseinrichtungen bei der Baulinie SWR`69 werden vielfach als sehr problematisch bezeichnet. Das die bereits vor Inbetriebnahme der Anlagen geäußerte Kritik zutrifft, manifestiert sich auch in der Vielzahl der durchgeführten Nachrüstungen, mit denen für diese Baulinie allgemein als erforderlich angesehene Verbesserungen umgesetzt werden mussten [BMU 2007a]. Bei der Betrachtung jedes Einzelfalles mag die jeweilige Nachrüstung einen Sicherheitsgewinn bedeuten. Allerdings erhöht sich insgesamt dadurch auch die Komplexität

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

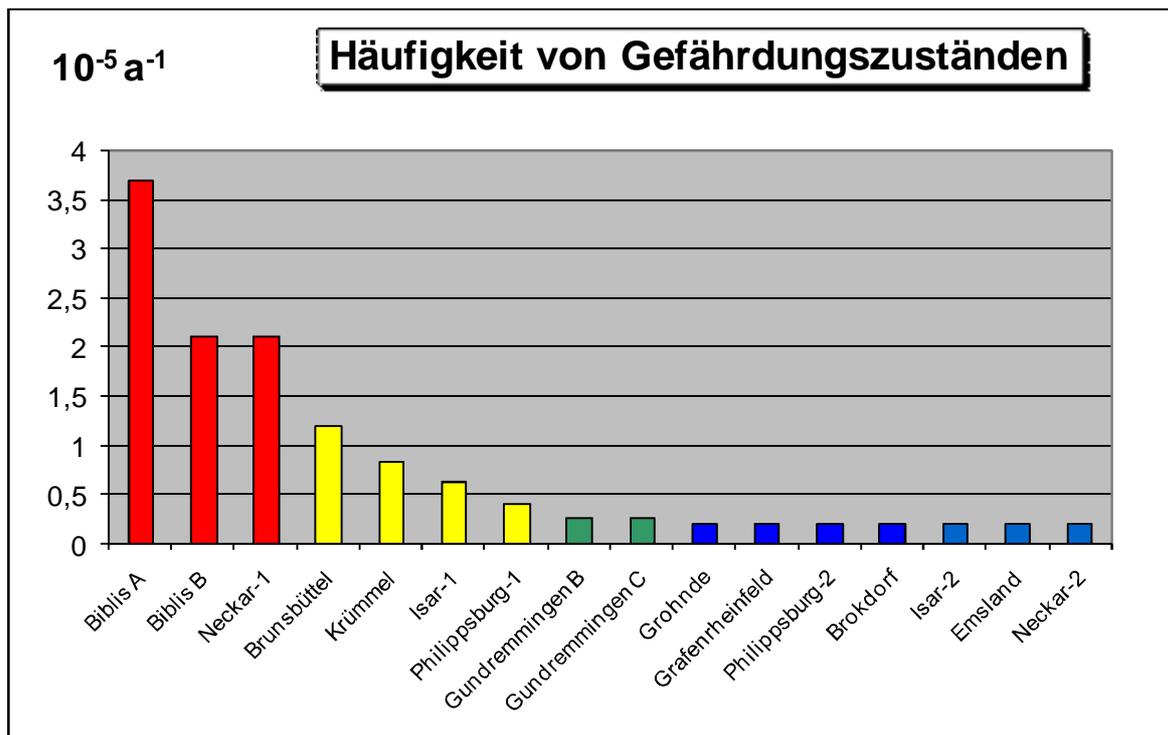
der Anlage, für die diese neuen Einrichtungen nicht vorgesehen waren. Dadurch können neue Probleme bei der Störfallbeherrschung auftreten.

Darüber hinaus konnten nicht alle Auslegungsdefizite beseitigt werden. Gegenüber neueren Anlagen bestehen deshalb, unabhängig von einem grundsätzlichen Sicherheitsrisiko aller Reaktoren, sicherheitstechnische Nachteile. Dies wird auch in der Bewertung des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) deutlich [BFS 2007]:

*„Ältere Kernkraftwerke haben aufgrund des Kenntnisstandes zum Zeitpunkt ihrer Auslegung und ihres Baus bestimmte Nachteile gegenüber den jüngeren Anlagen. Diese Nachteile sind zwar durch sicherheitstechnische Nachrüstungen im Laufe der Jahre zum Teil ausgeglichen worden. Daher haben die bestehenden Betriebsgenehmigungen Bestandsschutz, obwohl die Anlagen so heute nicht mehr genehmigungsfähig wären. Unabhängig davon besteht in der Fachwelt allgemein Einverständnis, dass diese älteren Anlagen teilweise über geringere Sicherheitsreserven verfügen als jüngere.“*

Das niedrigere Sicherheitsniveau durch nicht nachrüstbare Auslegungsdefizite wird durch die Ergebnisse der Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) bestätigt. In PSA der Stufe 1 (PSA 1) soll die Eintrittswahrscheinlichkeit von schweren Unfällen ermittelt werden. Grundsätzlich sind die Ergebnisse der PSA 1 hinsichtlich ihres konkreten Zahlenwertes wenig belastbar, da die Analysen große Ungenauigkeiten aufweisen. Vor allem aber sind sie unvollständig. Einige Faktoren wie Brände und Erdbeben werden bisher nicht berücksichtigt. Andere Faktoren wie die Gefahr von Terrorangriffen lassen sich gar nicht erfassen. Insofern muss davon ausgegangen werden, dass die Wahrscheinlichkeit von Unfällen in Wirklichkeit größer ist als die PSA Ergebnisse vorgeben.

Allerdings weisen die Sicherheitsanalysen aller Atomkraftwerke die gleichen Unzulänglichkeiten auf, deshalb können die Ergebnisse der Analyse zum Vergleich der Anlagen herangezogen werden. Die folgende Abbildung stellt die Häufigkeit von Gefährdungszuständen für die einzelnen deutschen Atomkraftwerke, farblich sortiert nach Reaktorlinien, dar.



**Abbildung 2-3: Häufigkeit von Gefährdungszuständen in deutschen Atomkraftwerken [BMU 2002d]<sup>1</sup>**

Der Abbildung 2-3 ist für die SWR`69 eine zwei- bis sechsmal höhere Wahrscheinlichkeit von Gefährdungszuständen zu entnehmen als für Neuanlagen. 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 SWR`69 ist die errechnete Häufigkeit zwischen  $0,41 \times 10^{-5}$  und  $1,2 \times 10^{-5}$  pro Jahr.

Die Ergebnisse sagen nichts darüber aus, in welchem Reaktor wann tatsächlich ein schwerer Unfall auftreten wird. Sie weisen allerdings darauf hin, dass die Wahrscheinlichkeit dafür in Altanlagen erheblich größer ist.

<sup>1</sup> Für das Atomkraftwerk Esenshamm (Unterweser) lagen keine Zahlen vor

### 3 Isar 1

Der Bau des Atomkraftwerks Isar 1 wurde 1971 beantragt und im Mai 1972 begonnen. Die beantragende Bayernwerk AG verzichtete parallel auf den im gleichen Bereich der Isar ursprünglich geplanten Bau von fünf Staustufen mit Wasserkraftwerken. Als Begründung wurden die höheren Stromgestehungskosten im Vergleich zum Atomkraftwerk genannt [BLT 1971].

Die Inbetriebnahme des Reaktors erfolgte am 18.11.1977, die erste Kritikalität zwei Tage später am 20.11.1977. Nach einer Probephase begann der Leistungsbetrieb am 09.03.1979. Die Genehmigung hierzu war zunächst bis 1981 befristet. In dem angegebenen Zeitraum gab es 26 Reaktorschnellabschaltungen, von denen nur 8 beabsichtigt waren. Die anderen 18 erfolgten automatisch aufgrund nicht ordnungsgemäßer Betriebszustände [BLT 1979].

Die Inbetriebnahme von Isar 1 erfolgte trotz Bedenken zur Funktionsfähigkeit des Schnellabschaltsystems. Bei Genehmigung lagen offenbar nicht für alle sicherheitsrelevanten Komponenten Sicherheitsanalysen vor. Zum Beispiel lagen die Ergebnisse der Sicherheitsanalyse für den Schnellabschaltbehälter erst nach Baubeginn (bzw. Fertigungsbeginn der Behälter) 1974 vor. Aus ihr ergaben sich eine nicht ausreichende Qualitätssicherung und damit Zweifel bezüglich der Aussagen zum Lastverhalten des Behälters [BMI 1977]. Die RSK hatte die Umrüstung spätestens nach Ablauf des befristeten Betriebs 1981 gefordert und bis dahin ein „*verschärftes Wiederholungsprüfungsprogramm*“ empfohlen [BSMLU 1980b].

Auch der Betrieb von Isar 1 war durch die Notwendigkeit vieler Nachrüstungsmaßnahmen gekennzeichnet. Dazu gehörten auch elementare Maßnahmen zur Erhöhung der Unfallsicherheit.

Zur integralen Erfassung aller einzelnen Maßnahmen in einer Sicherheitsanalyse wurden international so genannte „Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ)“ eingeführt. In der Bundesrepublik Deutschland wurde die Pflicht zur Durchführung einer PSÜ in § 19a des Atomgesetzes im Jahr 2002 festgelegt. Die PSÜ für Isar 1 wurde vom Betreiber 2004 vorgelegt [BMU 2004a]. Allerdings wurde 1994 bereits eine „besondere Sicherheitsanalyse“ vorgelegt, die dem damaligen Stand von Wissenschaft und Technik für PSÜ entsprach [BSMUG 2009a].

Unklar ist, wie die Aussage des Betreibers zu werten ist, dass 2004 nur erste grundlegende Ergebnisse und deren Dokumentation an die Aufsichtsbehörde übergeben wurden [EON 2009]. Eine solche Formulierung lässt Interpretationsspielraum für die Belastbarkeit und in Bezug auf die Erfüllung internationaler Maßstäbe an die PSÜ. Die Presseerklärung von E.ON erzeugt den Eindruck, als sei die endgültige PSÜ erst 2009 abgegeben worden. Dies widerspricht den Vorgaben des PSÜ-Leitfadens, nach dem der Genehmigungsinhaber eine PSÜ mit „abschließender Einschätzung und Dokumentation“ abzugeben hat, bevor die Auf-

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

sichtsbehörde die Ergebnisse der PSÜ beurteilt [BMU 1997a]. Nach Angaben der Aufsichtsbehörde hat der Betreiber jedoch alle Unterlagen vorschriftsmäßig abgegeben. Die Prüfung der Unterlagen durch den TÜV-Süd dauerte dann bis Ende 2007 [BSMUG 2009a]. Welche Vorgänge bezüglich der PSÜ von 2007 bis zur Bekanntgabe des Abschlusses durch den Betreiber 2009 stattfanden ist nicht bekannt. Dieser lange Zeitraum ist nicht nachvollziehbar, insbesondere wenn auf Grundlage der 2004 eingereichten Unterlagen laut Behörde keine aufsichtlichen Maßnahmen gemäß §§ 17 und 19 AtG und auch keine Sicherheits- oder Nachweisdefizite vorhanden waren [BSMUG 2009a]. Das mit der Einführung der PSÜ verbundene Ziel eines aktuellen Sicherheitsstandards ist mit einer Bearbeitungszeit von fast 5 Jahren, von Abgabe der Unterlagen durch den Betreiber bis zum endgültigen Abschluss, nicht zu erreichen.

Für den Reaktor Isar 1 ist die Wahrscheinlichkeit von Gefährdungszuständen mit  $0,63 \times 10^{-5}$  pro Jahr etwa dreimal höher als für Neuanlagen. 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 [BMU 2002d]; siehe hierzu Abbildung 2-3 im Kapitel 2.

Im gleichen Sinne wie bei der Häufigkeit der Gefährdungssituationen ist Isar 1 bei der Abgabe radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb auffällig. Für die Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft aus den Reaktorblöcken Isar 1+2 im Jahr 2005 wurden unter vorgegebenen Randbedingungen theoretische Werte der effektiven Dosis von  $4 \mu\text{Sv/a}$  für Erwachsene und  $6 \mu\text{Sv/a}$  für Kinder sowie einer Schilddrüsendosis für Kinder von  $7 \mu\text{Sv/a}$  ermittelt (Abbildung 3-1). Diese Dosiswerte sind höher als für alle anderen Doppelblockanlagen in der Bundesrepublik, mehr als doppelt so hoch wie für den Reaktor Krümmel und mehr als dreimal so hoch wie für alle anderen Einzelblockanlagen [BMU 2007a].

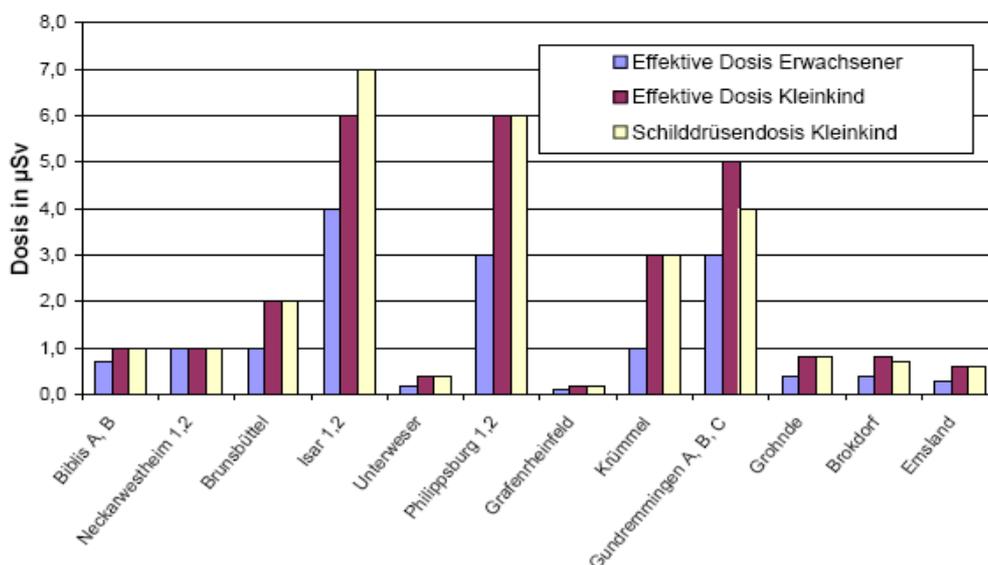
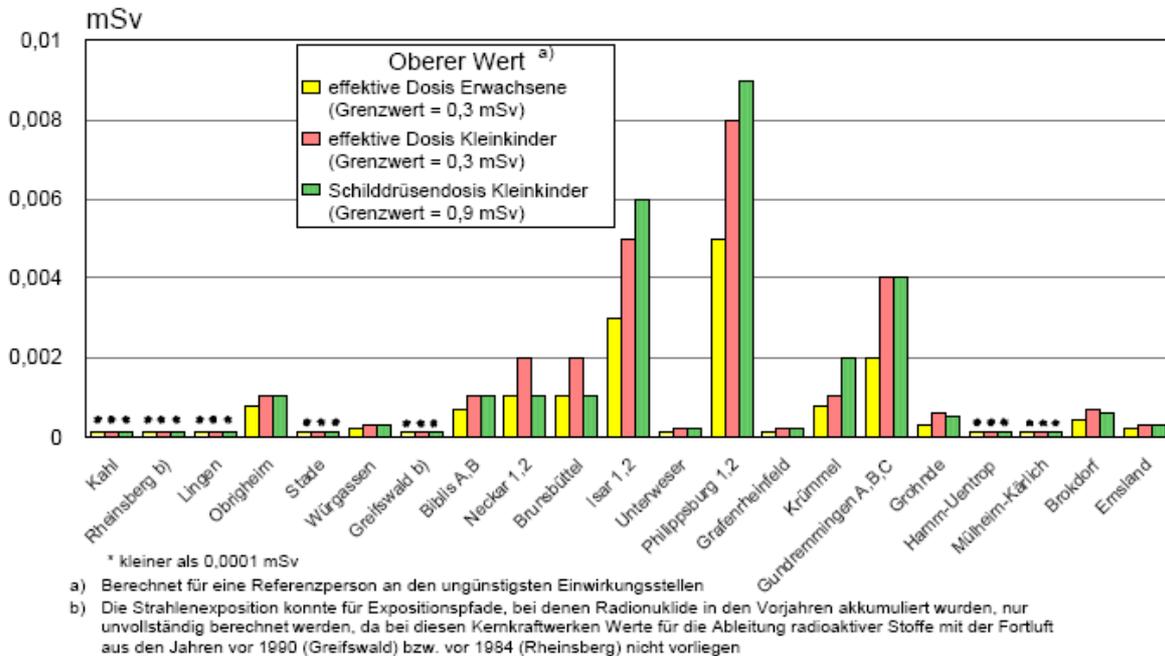


Abbildung 3-1: Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft im Jahr 2005 [BMU 2007a]

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

Die Werte für 2005 wurden in den Umweltberichten der Bundesregierung für die Jahre 2006 und 2007 im Wesentlichen bestätigt. Bei den Doppelblockanlagen hat Philippsburg den Standort Isar überholt, aber alle anderen sind nach wie vor deutlich niedriger. Für 2007 war die effektive Dosis für Erwachsene für Isar 1 und 2 3- bis 30-mal und für Kleinkinder 2,5- bis 25-mal höher als für die Einzelblockstandorte (siehe Abbildung 3-2).



**Abbildung 3-2: Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft im Jahr 2007 [BMU 2008a]**

Eine mögliche Erklärung für die hohen Abgaben ist die für Isar 1 bereits seit dem Jahr 2000 genehmigte Einsatz von Uran-Brennelementen mit einer Anfangsanreicherung bis 4,7 Gew.-% U-235. Dadurch werden höhere Endladeabbrände erreicht. Mit dem Abbrand erhöhen sich nicht nur die Freisetzungen bei potenziellen Störfällen, sondern auch die Abgaben im Normalbetrieb.

In Bezug auf das Abwasser lag der Standort Isar im Jahr 2007 ebenfalls im oberen Drittel der damit an den Standorten verursachten Dosisbelastungen. Diese Werte sind allerdings weniger aussagekräftig, da sie entscheidend von der Wasserführung des Vorfluters, in den das Abwasser abgegeben wird, sowie weiteren Umgebungsbedingungen abhängen.

## 4 Betriebserfahrungen mit SWR`69

Die vier laufenden Reaktoren der Baulinie SWR`69 sind inzwischen seit mehr als 30 Jahren in Betrieb. In diesem Kapitel werden die Betriebserfahrungen mit den Anlagen anhand der meldepflichtigen Ereignisse und der Arbeitsverfügbarkeit dargestellt. Aus diesen beiden Aspekten können sich Hinweise für die Sicherheit beim Betrieb der Anlagen ergeben.

### 4.1 Meldepflichtige Ereignisse

Die Kategorisierung von meldepflichtigen Ereignissen in Atomkraftwerken erfolgt in der Bundesrepublik Deutschland nach einem deutschen und einem internationalen System.

#### 4.1.1 Deutsches Meldesystem

Nach dem Auftreten von Ereignissen in einem in Betrieb befindlichen Atomkraftwerk entscheidet der Anlagenbetreiber anhand eines Kriterienkatalogs, ob es sich um ein meldepflichtiges Ereignis handelt oder nicht. Stuft er das Ereignis als meldepflichtig ein, so wird es entsprechend der ersten ingenieurmäßigen Einschätzung nach dessen Auftreten den drei Meldekategorien zugeordnet [BFS 2009]:

- ◆ **Kategorie N**  
Normalmeldung, Ereignisse von untergeordneter sicherheitstechnischer Bedeutung. Diese Ereignisse gehen im Allgemeinen nur wenig über routinemäßige betriebstechnische Ereignisse hinaus. Sie werden erfasst und ausgewertet, um eventuelle Schwachstellen bereits im Vorfeld zu erkennen.  
Meldefrist an die Aufsichtsbehörde: innerhalb von 5 Tagen
- ◆ **Kategorie E**  
Eilmeldung, Ereignisse deren Ursache aus Sicherheitsgründen geklärt und in angemessener Frist behoben werden muss. Dies sind z.B. Ereignisse, die sicherheitstechnisch potenziell - aber nicht unmittelbar - signifikant sind.  
Meldefrist an die Aufsichtsbehörde: innerhalb von 24 Stunden
- ◆ **Kategorie S**  
Sofortmeldung, ist der Aufsichtsbehörde sofort zu melden, damit sie gegebenenfalls in kürzester Frist Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch Ereignisse, die akute sicherheitstechnische Mängel aufzeigen.  
Meldefrist an die Aufsichtsbehörde: unverzüglich

Grundlage für die Meldungen ist die Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung AtSMV) vom 14. Oktober 1992 (BGBl. I S. 1766). Die Nomenklatur der Kategorien gilt allerdings schon seit 1986. Bis dahin gab es die Kategorien A für sicherheitstechnisch unmittelbar signifikante Vorkommnisse bis C für Abweichungen bei Funktionssicherheit oder Spezifikationen.

Der Anlagenbetreiber meldet ein meldepflichtiges Ereignis an die für die Aufsicht über das AKW zuständige Landesbehörde. Die Behörde nimmt eine Bewertung der Meldung vor und ordnet ggf. Konsequenzen an. Die Bewertung beinhaltet auch den Aspekt der korrekten Einordnung der Meldung in das o. g. Schema. Die Konsequenzen können bis zur Forderung nach Abschaltung des Reaktors reichen, wenn aus Sicht der Behörde eine Ursachenklärung direkt an der betroffenen Komponente unverzüglich erforderlich ist.

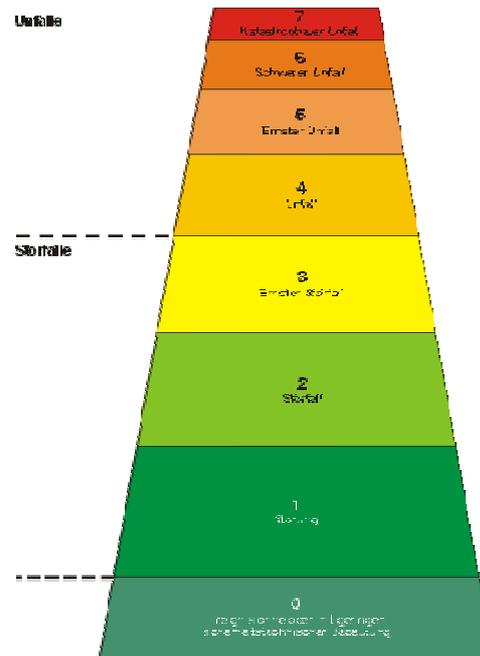
Sinn und Zweck des behördlichen Meldeverfahrens ist es, sowohl den Sicherheitsstatus dieser Anlagen zu überwachen, als auch mit den aus den gemeldeten Ereignissen gewonnenen Erkenntnissen im Rahmen der Aufsichtsverfahren zu verbessern. Die Meldungen sollen eine wesentliche Basis für die frühzeitige Erkennung etwaiger Mängel ebenso wie für die Vorbeugung gegen Auftreten ähnlicher Fehler, bzw. die Erkennung ähnlicher Fehler in anderen Anlagen darstellen.

Die Landesbehörden geben die Meldungen zur zentralen Sammlung und Auswertung an das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) weiter. Die Meldungen werden vom BMU als Bericht in Form von Kurznotizen vierteljährlich bzw. als Jahresbericht zusammengestellt und vom BfS im Internet veröffentlicht.

#### **4.1.2 IAEA-Meldesystem**

Unabhängig von den Kategorien des behördlichen Meldeverfahrens nach AtSMV erfolgt darüber hinaus die Einstufung der meldepflichtigen Ereignisse durch die Betreiber der AKW nach der Bewertungsskala der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEA), der "International Nuclear Event Scale" INES. Die Kategorien der INES-Skala sind in der folgenden Abbildung dargestellt [IAEA 2001].

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1



**Abbildung 4-1: INES-Skala für Ereignisse in Atomanlagen [IAEA 2001]**

Hauptkriterium für die Zuordnung der Ereignisse sind die Auswirkungen außerhalb und innerhalb der Anlage durch die freigesetzte Menge radioaktiver Stoffe bzw. die verursachte Strahlenbelastung. Diesbezüglich ist die INES-Skala in acht Stufen (von 0 bis 7) mit ansteigendem Auswirkungsgrad eingeteilt.

Die Beeinträchtigung von Sicherheitsvorkehrungen in der Anlage wird ebenfalls berücksichtigt, ist für die Stufen 0 bis 3 aber sehr vage vorgegeben<sup>2</sup>. Im Prinzip wird dabei bewertet, ob durch das Ereignis Sicherheitsvorkehrungen in Anspruch genommen wurden und ob noch Sicherheitsvorkehrungen zur Vermeidung eines Unfalls funktionsfähig sind. Die Übersetzung der IAEA-Vorgaben sowie die für die Zuordnung in Deutschland maßgebliche Interpretation der IAEA-Vorgaben durch das BfS lauten:

- ◆ Stufe 0  
Keine oder sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung.
- ◆ Stufe 1  
Abweichung von den zulässigen Bereichen für den sicheren Betrieb der Anlage.

<sup>2</sup> Dies zeigt sich auch durch die sehr unterschiedliche Zahl von gemeldeten Ereignissen und deren Zuordnung in Staaten mit vergleichbaren Reaktortypen und Sicherheitsniveau (Deutschland, Frankreich, USA).

- ◆ Stufe 2  
Signifikantes Versagen von Sicherheitsvorkehrungen (Begrenzter Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen).
- ◆ Stufe 3  
Beinaheunfall, keine Sicherheitsvorkehrung mehr vorhanden (Weitgehender Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen).

In den Stufen 4 bis 7 wird nur noch bezüglich radiologischer Auswirkungen differenziert.

Diese Skala hat in Bezug auf die Sicherheitsfunktionen der Anlage den Nachteil, dass eine Meldung mit der INES-Stufe 1 bei einer Skala bis 7 als sicherheitstechnisch vernachlässigbar erscheint. Häufig wird dies bei Veröffentlichungen von Betreibern und Behörden auch suggestiv eingesetzt.

Ereignisse, die auf konventionelle Komponenten wie Generator oder Transformator beschränkt bleiben sollen durch die Skala nicht erfasst werden [IAEA 2001]. Auch diese können aber für den kerntechnischen Teil durchaus gefährlich sein. Die Skala ist für die schnelle Reaktion nach dem Ereignis gedacht. Sie erhebt nicht den Anspruch Maßstab für eine sicherheitstechnische Analyse zu sein. Die INES-Definitionen schließen deshalb auch eine große Anzahl von Ereignissen von einer technisch sinnvollen Einstufung aus, weil sie keine unmittelbaren radiologischen Auswirkungen gehabt haben. Insgesamt scheint es eine Tendenz zur Unterbewertung der Bedeutung von Ereignissen zu geben. Obwohl die IAEA – auf der Basis der ehemaligen nationalen französischen Skala – INES entwickelt hat, sind es die nationalen Atomaufsichtsbehörden, die eine endgültige Einstufung eines Ereignispotentials vornehmen. Dies ist umso bemerkenswerter, als die IAEA auch keine Entscheidungshilfe in Grenzfallsituationen bietet, wie diese unter INES zu bewerten sind.

Auch die Einstufung in die INES-Skala wird nach Eintritt des Ereignisses von den Betreibern der jeweiligen Anlage vorgenommen. Es gibt kein System unabhängiger Bewertung, um Vergleiche zwischen den die INES-Skala anwendenden Staaten sinnvoll zu gestalten.

#### **4.1.3 Sicherheitsindikatoren**

Trotz der aus sicherheitstechnischer Sicht vorhandenen Vorbehalte gegen die Aussagekraft der Einstufungen und deren Interpretation gegenüber der Öffentlichkeit kann die Zahl der meldepflichtigen Ereignisse, die pro Jahr in einem Atomkraftwerk registriert werden, als Indikator für den allgemeinen Stand der betrieblichen Sicherheit (einschließlich der Sicherheitskultur) in dieser Anlage dienen. Mit ihm allein ist der Standard dieser Anlage jedoch nicht absolut zu beurteilen, da durch ihn nicht sämtliche Sicherheitsaspekte erfasst werden und Zufälle die Aussage beeinflussen können. Die meldepflichtigen Ereignisse haben jedoch eine

Hinweisfunktion und eignen sich bei Berücksichtigung eines längeren Zeitraumes durchaus für einen Vergleich zwischen unterschiedlichen Reaktortypen.

Sicherheitsindikatoren werden weltweit genutzt. Systeme solcher Indikatoren wurden z. B. vom Weltverband der Nuklearbetreiber (World Association of Nuclear Operators, WANO), der atomaren Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde der USA (Nuclear Regulatory Commission, NRC) und der Internationalen Atomenergie-Organisation (International Atomic Energy Agency, IAEA) ausgearbeitet. Deutschland war bei der Heranziehung von Indikatoren bisher eher unter den Nachzüglern einzuordnen. In den letzten Jahren hat jedoch auch hier eine intensivere Entwicklung begonnen.

In dieser Stellungnahme beschränken sich die Betrachtungen auf die meldepflichtigen Ereignisse und die Arbeitsverfügbarkeit der Reaktoren. Ereignisse im Betrieb der Atomkraftwerke spielen, wenn auch in unterschiedlicher Form, in allen Indikatorsystemen eine Rolle (siehe z. B. [IAEA 2000]). Zum allgemeinen Vergleich der Reaktoren bzw. Reaktortypen wird in Kapitel 4.1.4 die Einstufung der Ereignisse in der Internationalen Nuklearen Ereignis-Skala (International Nuclear Event Scale, INES) berücksichtigt. Für die Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse in Reaktoren der Baulinie SWR`69 in Kapitel 4.1.5 und für Isar 1 in Kapitel 4.1.6 werden die INES-Skala und die bundesdeutschen Meldekategorien herangezogen.

#### **4.1.4 Überblick meldepflichtige Ereignisse in SWR`69**

Betrachtet werden die letzten sechzehn Jahre (1993 – 2008). Basis sind die Jahresberichte des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, in denen sämtliche meldepflichtigen Ereignisse mit Angaben der INES-Einstufung aufgelistet sind [BMU 1993-2008].

Die folgende Tabelle zeigt die Zahl der Ereignisse pro Jahr für die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69<sup>3</sup> sowie für alle laufenden Kernkraftwerke der Bundesrepublik. In diesen Jahren handelt es sich bezüglich der Baulinie SWR`69 für die Jahre 1993 und 1994 um 5 und nach Stilllegung von Würgassen ab 1995 um 4 SWR`69. Die Gesamtzahl der in der Bundesrepublik in Betrieb befindlichen Reaktoren betrug zunächst 20, dann ab 1995 nach Stilllegung von Würgassen 19, ab 2004 nach Stilllegung Stade 18 bzw. ab 2005 nach Stilllegung Obrigheim 17.

---

<sup>3</sup> Für die Jahre 1993 und 1994 wird hier in der Tabelle mit den Zahlen vor den Schrägstrichen auch das Atomkraftwerk Würgassen (KWW) berücksichtigt, da es unmittelbarer Vorläufer der Baulinie 69 ist und eine Vielzahl von Parallelen vorhanden ist. Das KWW musste nach einem schweren Störfall abgeschaltet werden und wurde wegen der hohen Reparaturkosten endgültig stillgelegt.

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

Jahr	SWR`69			Alle Reaktoren		
	INES 0	INES 1	INES 2	INES 0	INES 1	INES 2
1993	51/40	2/1	-	137	5	-
1994	39/33	2/1	-	139	3	-
1995	47	-	-	133	1	-
1996	38	2	-	113	7	-
1997	29	2	-	101	4	-
1998	27	1	-	115	2	1
1999	28	-	-	107	1	-
2000	19	-	-	76	3	-
2001	30	3	-	109	4	2
2002	38	6	-	141	12	-
2003	31	2	-	120	3	-
2004	40	3	-	135	7	-
2005	40	-	-	124	-	-
2006	40	-	-	124	-	-
2007	35	1	-	106	2	-
2008	24	1	-	84	1	-
<b>Summe</b>	<b>556</b>	<b>25</b>	<b>-</b>	<b>1.780</b>	<b>55</b>	<b>3</b>

**Tabelle 4-1: Meldepflichtige Ereignisse nach INES-Skala in den bundesdeutschen Reaktoren insgesamt sowie in Reaktoren der Baulinie SWR`69**

Der Tabelle ist zu entnehmen, dass die Reaktoren der Baureihe SWR`69 einen überproportionalen Anteil an der Zahl der meldepflichtigen Ereignisse in bundesdeutschen Atomkraftwerken haben. Sie stellen 22% der Reaktorbetriebsjahre im betrachteten Zeitraum, es wur-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

den aber 31% der Ereignisse der Kategorie INES 0 und sogar 45% der Ereignisse der Kategorie INES 1 gemeldet.<sup>4</sup>

Die hier dargestellten Ergebnisse zeigen, dass auf den Reaktortyp der Baulinie SWR`69 insgesamt über einen längeren Zeitraum durchgängig ein erheblich höherer Anteil an Ereignissen entfiel, als dem Anteil dieses Typs an der Gesamtpopulation der Atomkraftwerke entspräche. Diese Ergebnisse deuten darauf hin, dass bei diesem Reaktortyp überdurchschnittlich große Sicherheitsprobleme im Betrieb und eine besondere Verwundbarkeit für Störungen gegeben sein können.

Viele dieser Ereignisse, auch solche mit zunächst geringer Bedeutung für die Sicherheit, können potenziell Vorläufer eines schweren Unfalles sein bzw. auf Schwächen hindeuten, die sich bei Unfällen negativ auswirken können. Durch die Störanfälligkeit kann nicht nur ein schwerwiegender Unfall ausgelöst werden, sondern auch ein kleinerer, eigentlich beherrschbarer Vorfall durch das Versagen mehrerer Systeme einen katastrophalen Verlauf nehmen.

### 4.1.5 Besondere Ereignisse SWR`69

Wie im vorigen Unterkapitel gezeigt, ist die Zahl meldepflichtiger Ereignisse bei den Reaktoren der Baulinie SWR`69 besonders hoch. Dies gilt nicht nur für den vorstehend betrachteten Zeitraum, sondern begann schon vor Inbetriebnahme der Reaktoren. Teilweise erfolgte die Inbetriebnahme nur unter Vorbehalt. Wegen der technischen Probleme mussten die Reaktoren schon bald nach Betriebsbeginn wegen umfangreicher Nachrüstungen wieder vom Netz genommen werden.

In Anhang 1 zu dieser Stellungnahme werden Beispiele für meldepflichtige Ereignisse in den vier Anlagen Würzgassen (KWW), Brunsbüttel (KKB), Philippsburg (KKP-1) und Krümmel (KKK) – also ohne Isar 1 – aufgeführt, die mit einer erhöhten Sicherheitsrelevanz in den offiziellen Bekanntgaben verzeichnet sind [BMI 1977-1985] und [BMU 1985-2008]. Diese Meldungen sind nur ein Teil der insgesamt aufgetretenen meldepflichtigen Ereignisse (siehe Tabelle 4-1). Die folgende Auswertung erfolgte im Hinblick auf eine mögliche Relevanz für den Reaktor Isar 1. Abgesehen davon, dass den Meldungen zugrundeliegende Einzelereignisse auch bei Isar 1 auftreten können, geht es dabei vor allem um eher systematische Fehler und solche, deren Folge ernsthafte Störfälle sein können.

Bei den hier aufgeführten, von den Betreibern als sicherheitstechnisch relevant eingestuften Meldungen, sind die Sicherheits- und Entlastungsventile relativ häufig betroffen. Meldungen hierzu kamen aus allen vier betrachteten Siedewasserreaktoren. Die Ventile begrenzen bei bestimmten Störfällen den Druck im Reaktor, indem sie den durch die Nachwärme entste-

---

<sup>4</sup> Die Fallzahl für INES 2 Meldungen ist für positive oder negative Schlussfolgerungen zu gering.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

henden Dampf in die Kondensationskammer im Sicherheitsbehälter ableiten. Für den Sicherheitsbehälter gibt es zur Druckbegrenzung seinerseits wiederum Sicherheits- und Entlastungsventile. Die haben in SWR eine hohe sicherheitstechnische Relevanz.

Ein zweiter Schwerpunkt in den in Anhang 1 aufgeführten Meldungen sind Schäden, insbesondere Risse, an metallischen Komponenten oder Teilen. Treten diese Phänomene gehäuft auf, ist dies ein Indiz für nicht optimale Werkstoffauswahl (siehe Kapitel 9), nicht erwartete höhere Belastungen oder/und für die Alterung der Werkstoffe (siehe Kapitel 6). Eine Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse insgesamt ergibt, dass Risse über die gesamte Lebenszeit der SWR`69, auch schon während ihrer Bauphase, in größerem Umfang entdeckt wurden. Betroffen waren davon auch höchst sicherheitsrelevante Rohrleitungen und Komponenten, wie Frischdampfleitung oder Kondensationskammer. Für alle SWR`69-Reaktoren (einschließlich dem KWW bis 1996) wurden in mehr als 160 Meldungen direkt die Feststellung von Rissen, Anrissen oder Abrissen genannt. In etwa vergleichbarem Umfang gab es Meldungen von Leckagen, die zum größeren Teil auch auf Risse zurückzuführen sind (beispielsweise, wenn sie an Schweißnähten auftreten). Darüber hinaus ist zu berücksichtigen, dass die meisten auftretenden Risse nicht meldepflichtig sind, also insgesamt die Zahl der Werkstoffschäden viel größer ist als es die Zahl der meldepflichtigen Ereignisse wiedergibt.

Risse sind in den SWR`69 jedoch nicht nur rückblickend ein Problem gewesen, sondern auch aktuell. Die meldepflichtigen Ereignisse am 20.08. und 27.08.2007 im KKK und am 06.11.2007 im KKB wurden zwar in die niedrigste Meldekategorie eingestuft, sind aber von erhöhter sicherheitstechnischer Bedeutung. Die im KKK und später bei einer Übertragbarkeitsprüfung im KKB festgestellten Risse an den Innenflächen von Armaturen waren bei dem verwendeten Werkstoff (Stahl 1.4550) von allen beteiligten Experten von Hersteller, Betreiber Behörde und Gutachter für ausgeschlossen gehalten worden. Deshalb wurden die Bereiche, in denen nun die Risse gefunden wurden, bis zum Ereignis nicht geprüft. Im KKK mussten mindestens 13 und im KKB mindestens 15 Armaturen saniert werden [VENE 2008]. Als Ursache für die Risse wird chlorinduzierte Spannungsrisskorrosion angenommen (weiteres siehe Kapitel 9).

Das am 18.02.2002 gemeldete, aber bereits am 14.12.2001 stattgefundenere Ereignis einer Radiolysegasexplosion in Brunsbüttel war ein für Siedewasserreaktoren höchst gefährlicher Störfall (siehe Kapitel 7.2)

Besonders relevant sind auch die meldepflichtigen Ereignisse vom 17.07.2002 und 12.09.2002 in Brunsbüttel (siehe Anhang 1). Dort wurden bei der Erprobung eines neuen Simulators sowohl bei der Steuerung der Notstromversorgung als auch bei der Steuerung der Not- und Nachkühleinrichtungen Planungsfehler festgestellt. Diese Fehler haben, zum Teil auch als fehlerhafte Umsetzung von Vorgaben, seit der Inbetriebnahme der Anlage bestanden. Bei einem Kühlmittelverluststörfall mit anschließendem Notstromfall wären Systeme

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

teilweise oder total ausgefallen und der Störfall wäre unbeherrschbar geworden [BMU 2002b].

Diese Planungsfehler sind auch insofern besonders relevant, da die infolge der Fehler in Brunsbüttel vorgenommene Überprüfung in Krümmel dort ebenfalls Fehler in der Steuerung eines Sicherheitssystems zeigt (siehe Ereignis am 03.09.2002 in Anhang 1).

Im Herbst 2006 sind in den Reaktoren Biblis A und B falsch gesetzte bzw. nicht spezifikationsgerechte Dübel festgestellt worden. Das betraf circa 8.000 von 15.000 Dübeln. Daraufhin wurden für alle deutschen Atomkraftwerke Übertragbarkeitsprüfungen veranlasst. In Anlagen der Baulinie SWR`69 wurden zunächst am 26.10.2006 im Atomkraftwerk Krümmel nicht spezifikationsgerechte Dübel gefunden. Im Sommer 2007 wurden dann auch in Brunsbüttel fehlerhafte Verankerungen der Rohrleitungshalterungen des Not- und Nachkühlsystems entdeckt. Diese Halterungen sollen während eines Ereignisses mit Einwirkungen von außen (EVA) die Sicherheit der Anlage gewährleisten. Aufgrund dieser Befunde wurde das AKW Brunsbüttel am 21.07.2007 für weitere Prüfungen vollständig abgeschaltet. Insgesamt wurden in Krümmel ca.270 und in Brunsbüttel ca. 350 Dübel ausgetauscht [VENE 2008].

Im folgenden Unterkapitel wird überprüft, inwieweit die hier als relevant angesehenen Ereignisse auch bei Isar 1 bereits aufgetreten sind oder auftreten können.

### **4.1.6 Meldepflichtige Ereignisse Isar 1**

Im Atomkraftwerk Isar 1 gab es von 1977 bis einschließlich 2008 267 meldepflichtige Ereignisse. Von diesen 267 Ereignissen sind im Anhang 2 diejenigen aufgeführt, die in den offiziellen Bekanntgaben mit erhöhter Sicherheitsrelevanz verzeichnet sind, die wichtige Systeme betrafen oder die einen Bezug zu den in Kapitel 4.1.5 als für Isar 1 relevant angesehenen Ereignisse aufgeführt sind [BMI 1977-1985; BMU 1985-2008]. Das erste meldepflichtige Ereignis trat bereits 1974, also weit vor Inbetriebnahme des Reaktors auf. Für eine sicherheitstechnisch wichtige Komponente mussten die Qualitätsanforderungen erhöht werden.

Den höher eingestuften Ereignissen im Atomkraftwerk Isar 1 ist wie für die anderen Reaktoren der Baulinie SWR`69 eine große Zahl von Meldungen zu entnehmen, die die Sicherheits- und Entlastungsventile betreffen. Diese Ventile stellen damit für Isar 1 ein Problem für den Reaktorbetrieb bzw. bei Störfällen dar (siehe auch Kapitel 5.4).

Die Auswertung aller meldepflichtigen Ereignisse in Isar 1 ergibt, wie ebenfalls bei den anderen SWR`69, viele Rissmeldungen. Bis Ende 2008 waren es 44. Auch hier gilt, dass es zusätzlich in gleichem Umfang Meldungen zu Leckagen gibt, die zum erheblichen Teil ebenfalls auf Risse zurückzuführen sein werden. Auf die Probleme mit Rissen wird auch in Kapitel 9 dieser Stellungnahme ausführlich eingegangen.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

In Krümmel und Brunsbüttel wurden im Jahr 2007 erstmals Risse an den Innenoberflächen von Leitungen und Armaturen festgestellt, die dort zu umfangreichen zusätzlichen Prüfprogrammen geführt haben. In deren Verlauf wurden an vielen einschlägigen Stellen weitere Risse gefunden (siehe Kapitel 4.1.5). In Isar 1 wurden ähnliche Risse – im gleichen Werkstoff, allerdings in einer Rohrleitung – bereits früher gefunden (siehe in Anhang 2 meldepflichtiges Ereignis am 01.04.2006), offenbar ohne dass die Bedeutung erkannt wurde.

Im Jahr 1988 hat es in Isar 1 eine Radiolysegasreaktion gegeben. Der in Brunsbüttel eingetretene Störfall hat auch für Isar 1 erhöhte Relevanz; siehe hierzu Kapitel 7.2.

Für Isar 1 wurde kein Ereignis zu Planungsfehlern in der Steuerung von Notstromversorgung oder Not- und Nachkühleinrichtungen identifiziert.

In Isar 1 gab es häufig meldepflichtige Ereignisse anderer Art, bei denen die Notstromeinrichtungen und insbesondere die Notstromdieselaggregate betroffen waren. Diese werden vom Betreiber in der Regel in die niedrigste Meldekategorie eingeordnet, was von den Aufsichtsbehörden auch akzeptiert wird. Die Einstufung hängt damit zusammen, dass mangelnde Funktionsfähigkeit der Notstromeinrichtungen meist bei Prüfungen festgestellt wird, weil sie im normalen Betrieb nicht im Einsatz sind. Sollte es aber im Anforderungsfall wegen Ausfall der externen Stromversorgung zu Funktionsstörungen kommen, hängt es vom Grad der Redundanz, der räumlichen Trennung der Redundanzen und anderen Umständen ab, welches Gefahrenpotenzial gegeben ist (siehe auch Kapitel 5.4).

Im Gegensatz zu den Reaktoren Krümmel und Brunsbüttel gibt es für Isar 1 keine Meldungen zu nicht spezifikationsgerechten Dübeln (siehe Kapitel 4.1.5). Es ist nicht bekannt, ob im Atomkraftwerk Isar überhaupt Überprüfungen der Dübel vorgenommen worden sind. Bei den nicht spezifikationsgerecht eingesetzten Dübeln handelt es sich um sicherheitstechnisch bedeutsame Fehler, die bei bestimmten Störfällen eine Erhöhung des Gefahrenpotenzials darstellen.

Das meldepflichtige Ereignis am 24.07.1989 „Störung am Manipulormast der Brennelementwechselbühne“ wurde zwar in die unterste Kategorie eingestuft, hat aber dennoch auf verschiedenen Ebenen eine sicherheitstechnische Bedeutung. Der Teleskoparm der Brennelement-Wechselmaschine versagte während der Revision, wobei ein Kugellager beschädigt wurde. Es sollen maximal 69 Kugeln – 8 mm Durchmesser und 2 g schwer – in den Reaktordruckbehälter gefallen sein. Während des Betriebes können solche Fremdkörper vor allem im Reaktorkern großen Schaden anrichten. Beispielsweise können sie durch die Strömung mitgerissen werden und bei Aufprall Brennelemente bzw. Steuerstäbe beschädigen, das Einfahren der Steuerstäbe behindern oder Kühlwasserkanäle blockieren. Zunächst wurden 60 Kugeln gefunden und entfernt. Am 06.09.1989 ging die Anlage trotz der noch im Reaktor verbliebenen Kugeln wieder ans Netz. Die Aufsichtsbehörde hatte entschieden, dass von den maximal verbliebenen 9 Kugeln keine Gefahr ausgeht, da sie sich außerhalb des Reak-

torkerns befänden und durch die Kühlmittelströmung nicht mehr mobilisierbar wären [BLT 1992].

Die Begründung für diese Entscheidung muss als reine Spekulation bezeichnet werden. Die Kugeln konnten im Reaktordruckbehälter nicht lokalisiert werden. Wäre bekannt gewesen wo sie waren, hätten sie auch entfernt werden können. Im Übrigen ist keine wirklich belastbare Modellierung des Strömungsverhaltens im gesamten Reaktordruckbehälter möglich.

Bei Revisionen wurden 1990 drei Kugeln und 1992 eine weitere Kugel gefunden. Zwei der Kugeln wurden am Boden von Steuerstabführungsrohren gefunden. Die Funktionsfähigkeit der Steuerstäbe soll dadurch nicht behindert gewesen sein [BLT 1992]. Da die Steuerstäbe eine große sicherheitstechnische Bedeutung besitzen, ist die Richtigkeit dieser Behauptung von hoher Bedeutung (siehe auch Kapitel 5.4). Seit 1992 wurden keine weiteren Kugeln gefunden [BSMUG 2009b]. Es ist deshalb davon auszugehen, dass sich nach wie vor 5 Kugeln im Reaktordruckbehälter befinden und einen der oben beschriebenen Schäden verursachen können.

Am 10.03.2006 fiel in Isar 1 nach einer Reaktorschnellabschaltung für einen längeren Zeitraum die Hauptwärmesenke aus. Der Grund für die Reaktorschnellabschaltung war ein Fehler in der Turbinensteuerung. Diese wurde ausgewechselt. Betreiber und Aufsichtsbehörde hielten diese Maßnahme zur Vermeidung einer Wiederholung derartiger Ereignisse für ausreichend [BLT 2006a]. Eine Ursachenklärung wäre allerdings im Sinne einer präventiven Fehlervermeidung sicher hilfreich gewesen. Interessant an diesem Ereignis ist aber vor allem die Ursache für den langen Ausfall der Hauptwärmesenke. Darüber ist nichts bekannt. Ein wiederholter Ausfall der betrieblichen Kühlmittelversorgung sollte vermieden werden. Zwar können mehrere Notkühlsysteme die Kühlung des Kerns übernehmen, versagt die betriebliche Kühlmittelversorgung aber in einem Störfall, wird die Situation unnötig verschärft.

## **4.2 Arbeitsverfügbarkeit**

Die Arbeitsverfügbarkeit gibt den prozentualen Anteil der Tage seit Inbetriebnahme an, an denen ein Atomkraftwerk Elektrizität erzeugt hat. Eine Arbeitsverfügbarkeit von 100% über den gesamten Betriebszeitraum ist grundsätzlich nicht möglich, da jeder Reaktor zur Revision und zum Brennelement-Wechsel heruntergefahren werden muss. Dies erfolgt in der Regel im Abstand von ca. 12 Monaten, beträgt in einzelnen Fällen aber auch bis zu 15 Monate. Der zeitliche Aufwand für die Revision ist ohne Berücksichtigung größerer Reparaturmaßnahmen für alle AKWs in etwa gleich groß.

Es bestehen jedoch große Unterschiede hinsichtlich der Arbeitsverfügbarkeit, wie aus der folgenden Tabelle deutlich wird. In ihr sind die Arbeitsverfügbarkeiten der deutschen AKWs vom Betriebsbeginn bis einschließlich 31.12.2008 in der Rangfolge aufgelistet.

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

Rang	Reaktortyp	Atomkraftwerk	Arbeitsverfügbarkeit bis 31.12.08
1	DWR 4. Baulinie	Emsland	93,9 %
2	DWR 4. Baulinie	Neckar 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	Neckar 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 %

**Tabelle 4-2: Arbeitsverfügbarkeit der AKW von Betriebsbeginn bis zum 31.12.2008 [ATW 2009]**

Das Ergebnis ist eindeutig: Die Reaktoren der Baulinie SWR `69 nehmen – zusammen mit den ältesten DWR – die unteren Plätze dieser Tabelle ein.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Die Arbeitsverfügbarkeit kann als ein Hinweis für die Störanfälligkeit sowie des Bedarfs für Reparaturen eines Atomkraftwerkes dienen: Je geringer die Arbeitsverfügbarkeit ist, desto mehr Probleme und Störungen sind im bisherigen Betrieb einer Anlage aufgetreten.

Zum Teil wird die Arbeitsverfügbarkeit auch durch Nachrüstungen, die nicht auf eine akute Störung, sondern auf das Erkennen einer Auslegungsschwäche zurückzuführen sind, herabgesetzt. Das betrifft insbesondere Altanlagen. Die Nachrüstungen in geplanten Stillstandszeiten sind im Allgemeinen mit einer teilweisen Erhöhung der Sicherheit verbunden. Die ungeplanten Stillstandszeiten wären deshalb theoretisch ein belastbarer Indikator für die Störanfälligkeit als die Arbeitsverfügbarkeit. Die geringen Arbeitsverfügbarkeiten der älteren Reaktoren resultieren allerdings hauptsächlich aus ungeplanten Stillstandszeiten.

## **5 Auslegungsschwächen bei SWR`69**

Wie in den Kapiteln 2 und 3 bereits ausgeführt, gehört der Reaktor Isar 1 zur Baulinie SWR`69 und damit zu den älteren Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland. Aufgrund des zur Zeit seiner Entwicklung und des Baus aktuellen, aber inzwischen längst veralteten Standes von Wissenschaft und Technik sowie dem Bestreben mit dieser Reaktorbaulinie eine möglichst kostengünstige Anlage zu realisieren, entspricht die Auslegung nicht den heutigen Sicherheitsanforderungen. Das gilt sowohl für die Baukörper und Systeme, wie auch für die eingesetzten und im Laufe der Zeit zum Teil ausgetauschten Werkstoffe. Die Riss- bzw. Korrosionsanfälligkeit der Werkstoffe wird in Kapitel 7 dieser Stellungnahme diskutiert. Zu den anderen Auslegungsaspekten wird in den folgenden Unterkapiteln Stellung genommen.

### **5.1 Reaktorgebäude**

Das Reaktorgebäude der SWR`69 ist kastenförmig. Durch diese geometrische Form sowie die damit verbundene Bautechnik können von außen einwirkende Kräfte schlechter abgetragen werden und das Zerstörungsausmaß der Gebäudestrukturen kann größer sein als bei in den letzten Jahrzehnten gebauten halbkugelförmigen Gebäuden. Darüber hinaus sind die Decken und Wände des Reaktorgebäudes relativ dünnwandig.

Besondere Bedeutung hat die Auslegung des Reaktorgebäudes für Einwirkungen von außen. In der Sicherheitsdiskussion über Atomkraftwerke spielt diesbezüglich spätestens seit dem häufigen Absturz von düsengetriebenen Militärflugzeugen in der Bundesrepublik und anderen Ländern in den 1960er und 1970er Jahren sowie erneut verstärkt seit den Terroranschlägen am 11. September in New York und Washington vor allem der Flugzeugabsturz eine wesentliche Rolle. Der Flugzeugabsturz auf Isar 1 und mögliche Folgen werden im Kapitel 8 dieser Stellungnahme ausführlich diskutiert.

Neben dem Flugzeugabsturz ist die Auslegung des Reaktorgebäudes auch in Bezug auf terroristische oder sonstige Sabotageangriffe vom Boden mit einem breiten Spektrum möglicher Waffen relevant. Ebenso spielt die Auslegung bei ungewollt auftretenden Explosionsdruckwellen eine wichtige Rolle.

Es bleibt festzustellen, dass der Reaktor Isar 1 durch die geringe Auslegung des Reaktorgebäudes gegen mechanische Lasten einer der am schlechtesten geschützten Reaktoren gegen starke Einwirkungen von außen in der Bundesrepublik Deutschland ist. Eine Nachrüstung ist nicht möglich.

## 5.2 Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitsbehälter (Containment) ist von größter Bedeutung für die Sicherheit eines Atomkraftwerkes. Der Sicherheitsbehälter beinhaltet den Reaktordruckbehälter mit den angrenzenden Rohrleitungen sowie weitere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen. Er dient dazu bei einem Bruch einer Rohrleitung oder bei einem Leck am Reaktordruckbehälter das ausströmende radioaktive Dampf-Wasser-Gemisch einzuschließen. Bei einem schweren Unfall soll er radioaktive Freisetzungen in die Umwelt verhindern oder mindestens für einen längeren Zeitraum verzögern.

In den Siedewasserreaktoren der Baulinie `69 stellt der Sicherheitsbehälter die wesentlichste Auslegungsschwachstelle dar. Der Sicherheitsbehälter dieses Reaktortyps besteht aus einem kugelförmigen Stahlbehälter mit einer zylinderförmigen Verlängerung im unteren Bereich. Er ist dünnwandig (mm-Bereich) und besitzt bei einem Innendurchmesser von 27 m nur ein kleines Volumen. Aufgrund der SWR-Konstruktion befinden sich im Sicherheitsbehälter viele Einbauten. Dadurch ist das freie Volumen im Sicherheitsbehälter klein und es kann sich im Falle eines Störfalls sehr schnell ein hoher Druck aufbauen. Die Gefahr der Zerstörung des Sicherheitsbehälters durch Überdruck ist besonders groß. Ende der 1980er Jahre wurde beim Reaktor Isar 1 nach der 2. Änderungsgenehmigung (11.07.1988) ein System zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters nachgerüstet [BLT 1988a]. Mit dieser Nachrüstung wurde das grundsätzliche Problem aber nicht beseitigt. Es ist ein weiteres System zur Störfallbeherrschung notwendig. Modernere Reaktoren halten einem deutlich größerem Druck stand und sind also besser ausgelegt.

Noch gravierender ist die Auslegungsschwäche des Sicherheitsbehälters bei einem anderen potenziellen Unfallablauf. Bei einer Kernschmelze kann der Sicherheitsbehälter innerhalb weniger Minuten versagen. Der geschmolzene Reaktorkern mit einer Temperatur von ca. 2.500°C dringt innerhalb kurzer Zeit durch den Reaktordruckbehälter und fällt dann in eine stählerne Bodenwanne, die den unteren Teil des Sicherheitsbehälters darstellt. Diese schmilzt wegen ihrer geringen Wandstärke innerhalb von Minuten durch. Bei anderen Anlagentypen würde der geschmolzene Kern auf Betonfundamente treffen, die erst nach Tagen durchschmelzen [TÜV 1985].

So kommt es sehr rasch nach Beginn eines Kernschmelzunfalls zu radioaktiven Freisetzungen in das Reaktorgebäude und dann nach außen in die Umwelt. Die Freisetzungsmengen sind außerdem, verglichen mit Unfallabläufen, bei denen der Sicherheitsbehälter erst später versagt, besonders groß, da sich in der kurzen Zeit nur ein relativ kleiner Teil der frei gewordenen Radionuklide innerhalb des Sicherheitsbehälters absetzen kann.

Im Jahr 2006 wurde eine Untersuchung der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) vorgestellt, nachdem es im Falle einer Kernschmelze in Isar 1 mit hoher Wahrscheinlichkeit zu einer sehr großen und schnellen Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Um-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

gebung kommt. Das waren die Ergebnisse einer Probabilistischen Sicherheitsanalyse der Stufe 2 (PSA 2) für die drei kleinen Atomkraftwerke mit Siedewasserreaktoren der Baulinie `69 (Brunsbüttel, Isar-1 und Philippsburg-1). Ziel einer PSA 2 ist, die Wahrscheinlichkeit der Unfallabläufe und ihrer Folgen zu ermitteln. Dazu wurden mögliche Unfallszenarien mit Computermodellen durchgerechnet. Die PSA 2 für die SWR`69 bestätigt, dass im Fall einer Kernschmelze die Wahrscheinlichkeit, dass der Sicherheitsbehälter versagt, sehr hoch ist. Es kommt meist zu umfangreichen radioaktiven Freisetzungen. Die Vorwarnzeit für eine Freisetzung liegt dann nur zwischen 1,5 und 5 Stunden [GRS 2006b; NUCWEEK 2006].

Es bleibt also bei einem Kernschmelzunfall nur extrem wenig Zeit für eine Evakuierung der Bevölkerung. Bei einer hier vorgenommenen Abschätzung der möglichen Auswirkungen zeigte sich, dass auch in einer Entfernung von mehr als 50 km zum Reaktor noch Strahlenbelastungen auftreten können, die die Katastrophenschutzmaßnahme Evakuierung erfordern. Diese Maßnahme soll die Bevölkerung vor Strahlenschäden schützen. Problematisch ist, dass für eine großflächige Evakuierung der Bevölkerung möglicherweise nur 1,5 Stunden zur Verfügung stehen. Kann die Evakuierung nicht rechtzeitig erfolgen, ist das Ausmaß der Katastrophe nahezu unvorstellbar, je nach Wetterlage erhalten Tausende Menschen gesundheitsschädliche, teils lebensbedrohende Strahlendosen. In der Nähe der Anlage ist mit akuten Strahlenkrankheiten, in größerer Entfernung mit erheblichen Langzeitfolgen (vor allem Krebs und genetische Schäden nachfolgender Generationen) zu rechnen.

Es bleibt festzustellen, dass die Auslegung des Sicherheitsbehälters des Reaktors Isar 1 ein besonders hohes Gefahrenpotenzial für einen Kernschmelzunfall mit frühzeitigen Versagen und daraus folgender frühzeitiger Freisetzung großer Mengen radioaktiver Stoffe darstellt. Diese Auslegungsschwäche ist nicht nachrüstbar.

### **5.3 Komponenten und Systeme**

#### Brennelement-Lagerbecken

Das Brennelement-Lagerbecken liegt bei den SWR der Baulinie 69 an einer besonders empfindlichen Stelle: Im oberen Teil des Reaktorgebäudes, außerhalb des Sicherheitsbehälters. Das Gefahrenpotenzial durch die in Bezug auf Einwirkungen von außen ohnehin schon exponierte Lage des Brennelement-Lagerbeckens, wird durch die geringe Wand- und Dachstärke des Reaktorgebäudes noch verstärkt. Für den Fall der Zerstörung von Strukturen des Reaktorgebäudes durch Flugzeugabsturz, Panzerfaustattacke oder Sprengstoffanschlag können unmittelbar große Aktivitätsinventare betroffen sein und in die Umgebung freigesetzt werden. In der Literatur werden hierfür Anteile des Cäsium-Inventars des Beckens von 10% bis 100% genannt [ALVAREZ 2003].

Beispielsweise besteht bei einem Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude zusätzlich zur Gefahr eines Kernschmelzunfalls die noch größere Gefahr zur Freisetzung einer erheblichen Menge an radioaktiven Stoffen aus dem Brennelementlagerbecken. Das bestätigt auch die in Kapitel 5.1 genannte GRS-Studie [BMU 2002c]. Ein möglicher Unfallablauf wird in Kapitel 8.6 dargestellt.

### Kühlkreislauf

Isar 1 besitzt wie alle Siedewasserreaktoren nur einen Kühlkreislauf. Das Kühlwasser wird im Reaktordruckbehälter verdampft. Aus dem Reaktordruckbehälter kommend verlässt der radioaktive Dampf den Sicherheitsbehälter und gelangt zur Turbine im Maschinenhaus. Damit sind zwei wesentliche Probleme verbunden.

Ein Rohrbruch oder eine Leckage am Kühlkreislauf im Maschinenhaus führt zu einer Freisetzung des radioaktiven Dampfes in dieses Gebäude. Die Menge der in das Gebäude freigesetzten Radioaktivität bleibt nur dann begrenzt, wenn bestimmte Ventile und so genannte Durchdringungsabschlüsse einwandfrei funktionieren. Andernfalls würde ein Großteil des Kühlkreislaufinhalts freigesetzt. Vom Maschinenhaus wird der Dampf an die Umwelt abgegeben. Dies erfolgt zwar über Filter, die abgeleitete Radioaktivität wäre aber dennoch erhöht.

Kommt es durch einen Rohrbruch außerhalb des Sicherheitsbehälters zu einem Kühlmittelverlust, kann das verlorene Kühlmittel den Notkühlsystemen nicht wieder zurückgeführt werden. Bei einem erheblichen Kühlmittelverlust kann ein Kernschmelzunfall drohen. Angesichts dieser grundlegenden Schwachstelle von Siedewasserreaktoren ist die Rissproblematik im AKW Isar 1 sicherheitstechnisch hoch relevant.

### Reaktorschnellabschaltung

Bei einem Siedewasserreaktor müssen die Steuer- bzw. Absorberstäbe für die Regelung der Kettenreaktion von unten in den Reaktorkern eingefahren werden. Das Ein- und Ausfahren der Stäbe für die Regelung erfolgt im Normalbetrieb mechanisch, angetrieben durch einen Elektromotor. Im Falle einer Reaktorschnellabschaltung muss dieses Einfahren mit einem aktiven System hydraulisch gegen die Schwerkraft sehr schnell erfolgen [KWU 1975]. Das Schnellabschaltsystem muss nach dem Einschließen die Kernspaltung dauerhaft unterbinden.

Isar 1 hat 145 solcher Steuerstäbe, die jeweils mit einem eigenen System angetrieben werden. In der Auslegung gegen Störfälle ist die Funktionsunfähigkeit eines Steuerstabes als Einzelfehler angenommen. Das heißt, es wird von einem zufälligen Versagen der Funktion eines Stabes ausgegangen und die Möglichkeit des mehr oder weniger gleichzeitigen Versagens mehrerer Steuerstäbe aufgrund eines systematischen Fehlers ausgeschlossen.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Würden dennoch mehr Steuerstäbe ausfallen, ist die vollständige Unterbindung der Kettenreaktion durch dieses System nicht mehr gewährleistet.

Im Reaktordruckbehälter von Isar 1 befinden sich von einem meldepflichtigen Ereignis am 24.07.1989 noch 5 Kugeln im Reaktordruckbehälter. Von den geborgenen Kugeln befanden sich auch welche in Steuerstabführungsrohren (siehe Kapitel 4.1.6). Die Aufsichtsbehörde sieht zwar keine Beeinträchtigung der Funktionsfähigkeit der Steuerstäbe durch Kugeln in den Führungsrohren, die Begründung ist jedoch nicht überzeugend. Beispielsweise sind Strömungsverhältnisse und Auswirkungen von Druckschwankungen nicht eindeutig vorhersehbar, weshalb eine Funktionsbeeinträchtigung von Steuerstäben durch Ortsveränderungen der Kugeln nicht auszuschließen ist.

Auch für das alternative Abschaltssystem – die Borsäureeinspeisung – sind aktive Systeme erforderlich.

Es ist ein grundsätzlicher Nachteil, dass für die Unterbindung der Kettenreaktion in einem Notfall ein aktives System erforderlich ist. Die Diversität (Steuerstäbe und Borsäureeinspeisung) verringert zwar das dadurch vorhandene Gefahrenpotenzial, kann es aber nicht beseitigen.

### Rohrleitungen

Das Bruchausschlusskonzept, das besagt, dass ein Riss erkannt wird bevor ein gefährlicher Bruch auftritt, wurde nicht bei der Auslegung von Isar 1 umgesetzt, sondern erst nach vielen Betriebsjahren durch „Nachqualifizierung“ [BMU 2007a]. Das Thema Rohrleitungen und Risse wird in Kapitel 9 dieser Stellungnahme ausführlich diskutiert.

### Notstromsystem

Ein Atomkraftwerk erzeugt nicht nur Strom, es ist auch selber auf eine zuverlässige Stromversorgung angewiesen (insbesondere für Leittechnik und Sicherheitssysteme). Deshalb verfügen Atomkraftwerke über eine mehrfache Netzanbindung. Fallen diese aus, 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. Spätestens seit dem Vorfall im schwedischen Reaktor Forsmark<sup>5</sup> ist der Öffentlichkeit die Gefahr eines Notstromfalls bekannt. Ein Notstromfall bedeutet für Atomkraftwerke eine kritische Situation. Bei den Siedewasserre-

---

<sup>5</sup> Am 25. Juli 2006 war im schwedischen Reaktor Forsmark 1 ein Netzkurzschluss in das Kraftwerk durchgeschlagen, die angeforderte Notstromversorgung versagte teilweise, ein Kernschmelzunfall drohte.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

aktoren der Baulinie 69 ist die Auslegung des Notstromsystems wesentlich schlechter als in den neueren Siedewasserreaktoren (Baulinie 72).

Im Vergleich sind weniger redundante Stränge der Notstromversorgung (3-4 statt 5) vorhanden. Redundant vorhandene Sicherheitssysteme sind mehrfach vorhandenen Systeme, diese sollen gewährleisten, dass bei dem Ausfall eines Systems ein anderes System die Funktion übernehmen kann. Zusätzlich sind die redundanten Systeme bei den SWR`69 auch noch teilweise vermascht [BMU 2007a]. Das hat zur Konsequenz, dass ein Fehler in einem System zu einem Funktionsverlust eines weiteren Systems führen kann, da diese gemeinsame Komponenten besitzen. Das Notstromsystem in Isar 1 ist zudem relativ häufig von meldepflichtigen Ereignissen betroffen (siehe Kapitel 4.1.6 bzw. Anhang 2).

Durch die geringere Zahl der Redundanzen, die teilweise Vermaschung und die Störanfälligkeit sind die Möglichkeiten für einen Ausfall des Notstromsystems in Isar 1 größer als in anderen Reaktoren.

### Reaktordruckbehälter

Die Schmiederinge für den Reaktordruckbehälter von Isar 1 sind nicht ‚nahtlos‘ geschweißt, Aufgrund der größeren Zahl von Schweißnähten besteht eine erhöhte Gefahr für Rissbildungen [BMU 2007a]. Diese Gefahr nimmt mit zunehmender Betriebsdauer des Reaktors zu.

Durch die geplanten und ungeplanten Temperatur- und Druckwechsel, insbesondere bei Reaktorschnellabschaltungen, wird der Werkstoff des Reaktordruckbehälters stark belastet. Die dadurch verursachten so genannten Ermüdungsprobleme können insbesondere auch in den Reaktordruckbehälterstützen (Anschlüsse für die Kühlwasser-, Notkühlungs- und Frischdampfleitungen) auftreten. Dies ist insbesondere für die Stützen problematisch, durch die im Störfall kaltes Wasser in den Reaktordruckbehälter geleitet werden. Sie unterliegen in diesem Moment trotz Schutzes durch ein Innenrohr hohen Beanspruchungen.

### Sicherheits- und Entlastungsventile

Mit den Sicherheits- und Entlastungsventilen sollen wesentlich höhere als die betrieblich vorgesehenen Drücke im Reaktordruckbehälter vermieden werden. In Isar 1 waren diese Sicherheits- und Entlastungsventile nicht ausreichend diversitär abgesichert [ÖKOINST 1989]. Die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde stellte fest, dass sie „hochredundant ausgeführt“ seien und Diversität nicht erforderlich ist [BLT 1988a]. In der weiteren Diskussion wurde die Möglichkeit von gemeinsam verursachten Mehrfach-Ausfällen bei den Sicherheits- und Entlastungsventilen festgestellt. Deshalb wurde dann doch eine diversitäre Druckentlastung mit Hilfe von Motorarmaturen am RDB nachgerüstet [OHLMEYER 2003].

Bei den in den Anhängen 1 und 2 aufgeführten, von den Betreibern als sicherheitstechnisch relevant eingestuften Meldungen, sind die Sicherheits- und Entlastungsventile relativ häufig betroffen. Meldungen hierzu kamen aus allen vier betrachteten Siedewasserreaktoren. Die Ventile begrenzen bei bestimmten Störfällen den Druck im Reaktor, indem sie den durch die Nachwärme entstehenden Dampf in die Kondensationskammer im Sicherheitsbehälter ableiten. Für den Sicherheitsbehälter gibt es zur Druckbegrenzung seinerseits wiederum Sicherheits- und Entlastungsventile. Sie haben deshalb in SWR eine hohe sicherheitstechnische Relevanz. Dies wird am folgenden Beispiel deutlich.

Bei einer in Krümmel 2005 durchgeführten Reaktordruckbehälter-Druckprüfung kam es plötzlich zu einem so schnellen Druckanstieg, dass das Personal nicht rechtzeitig eingreifen konnte, um ein Ansprechen der Sicherheitsventile zu verhindern. Die automatische Druckregelung war nicht geeignet, den Druck frühzeitig zu begrenzen. Die Druck aufprägenden Pumpen schalteten ebenfalls nicht automatisch ab, da der Abschaltwert nicht auf einen Wert eingestellt war, der geringer als der Ansprechdruck der Sicherheitsventile war. Das oszillierende Ansprechen der Sicherheitsventile führte durch die Schwingungen zu Rissen in der Leitung zu den Sicherheitsventilen [GRS 2006a]. Dies zeigt die nach wie vor aktuelle Problematik mit den Ventilen.

#### **5.4 Auslegung gegen Brand**

Erfahrungen der letzten Jahrzehnte und Ergebnisse neuerer Analysen zeigten, dass von Bränden eine große Gefahr für die Sicherheit von Atomkraftwerken ausgeht. Sie stellen auch für neuere Anlagen eine Bedrohung dar, Brand-Analysen weisen aber insbesondere für Altanlagen auf ein großes Risiko hin.

Auch heutzutage bestehen noch wesentliche Wissenslücken hinsichtlich eines potenziellen Brandgeschehens in Atomkraftwerken. Deshalb haben sich zwölf OECD-Länder<sup>6</sup> im Projekt OECD Fire Incident Record Exchange (OECD FIRE) zusammengeschlossen. Dieses internationale Projekt wurde initiiert, da sich der bisherige Brandschutz als nicht ausreichend herausstellte [RÖWEKAMP 2004].

Brandereignisse sind deshalb so gefährlich, da sie das Potenzial für eine gleichzeitige Zerstörung mehrerer aus Sicherheitsgründen mehrfach vorhandenen Sicherheitssysteme (Redundanzen) haben. In älteren Anlagen sind die Redundanzen nicht ausreichend räumlich getrennt, da die Gefährdung durch Brände in der Auslegung noch nicht angemessen berück-

---

<sup>6</sup> Deutschland, Japan, Finnland, Frankreich, Kanada, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien, USA

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

sichtigt wurde<sup>7</sup>. Das trifft auch für die SWR`69 zu und hier insbesondere auf das Notstromsystem.

Problematisch ist in Altanlagen, wie in einem SWR `69, vor allem, dass die Kabel unterschiedlicher Sicherheitssysteme nicht räumlich getrennt angeordnet sind und ein Brand so mehrfach vorhandene Sicherheitssysteme gleichzeitig zerstören kann.

Kabel und elektrische Leitungen, die zur Versorgung und Steuerung von Systemen und zur Überwachung von Prozessen in Atomkraftwerken in großer Zahl vorhanden sind, stellen mit ihren brennbaren Isolierungen eine wesentliche Brandlast dar. Es können lang andauernde Feuer mit Temperaturen bis zu 1000°C entstehen.

Durch ihre oft über große Abschnitte verlaufende Verlegung kann ein Brand in einen ansonsten nicht vom Brand betroffenen Bereich vordringen. Ein Brand breitet sich in warmer Umgebung entlang horizontal verlegter Kabel mit mehr als ein Meter pro Minute aus, entlang vertikal verlaufender Kabel noch schneller, bei hoher Umgebungstemperatur sogar schlagartig.

Ende der 1990er Jahre begannen internationale Aktivitäten zur Zusammenstellung und Auswertung von Brandereignissen [RÖWEKAMP 1998]. In der IRS-Datenbasis (IAEA/NEA Incident Reporting System) sind 66 Brandereignisse aufgelistet. Deren systematische Auswertung durch die IAEA zeigte u. a., dass annähernd 50 % der Brände durch einen elektrischen Fehler verursacht wurden [IAEA 2004].

Eine der wichtigsten Folgerungen aus dieser Auswertung ist, dass die Brandprävention eine signifikante Rolle spielt. Da in vielen Fällen ein Kurzschluss Ursache des Brandes war, sollte die Materialauswahl von Kabel und Sicherungen hinsichtlich des Brandschutzes angemessen sein. Und gerade das ist angesichts des hohen Anteils an alterungsanfälligen PVC-Kabeln in den SWR `69 nicht der Fall.

Auch in deutschen Atomkraftwerken waren bei rund der Hälfte der gemeldeten Brände elektrische Einrichtungen, insbesondere Kabel, beteiligt. Keiner der Brände beeinträchtigte die Sicherheit ernsthaft, allerdings hätten einige unter anderen Randbedingungen sehr gefährlich werden können.

Es besteht aber nicht nur die Gefahr, dass sich der Brand über Versorgungskabel ausbreitet und dadurch Sicherheitssysteme ausfallen. Im Brandfall können, z. B. durch thermische Belastungen oder Spannungsschwankungen, auch Steuerungs- und Überwachungsleitungen ausfallen, die nicht direkt vom Brand betroffen sind. Die entsprechenden Sicherheitssysteme

---

<sup>7</sup> Erst der Brand im amerikanischen AKW Browns Ferry (1975) verdeutlichte die Gefahr eines Brandes für ein Atomkraftwerk und führte für zukünftige Anlagen zu einer verbesserten Brandschutzauslegung.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

stehen dann nicht oder nur noch eingeschränkt zur Verfügung. Gerade für Altanlagen haben sich brandinduzierte Funktionsfehler der Sicherheitssysteme als vergleichsweise häufig auftretende Probleme herausgestellt, diese Gefahr wird bei derzeitigen Brandschutzkonzepten nicht genügend berücksichtigt. Der gefährliche Funktionsverlust tritt selbst bei einem kurzen Brand auf.

Eine weitere Erkenntnis aus der o. g. Auswertung war, dass Mängel bei Brandschutzbarrieren, Brandmeldern und Brandbekämpfungseinrichtungen einen signifikanten Einfluss an einem negativen Brandverlauf hatten.

Auch diese Erkenntnis hat eine große Relevanz für die SWR`69. Umfangreiche Nachrüstungen konnten den Brandschutz in diesem Anlagentyp deutlich verbessern, allerdings besteht dort dennoch kein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechender Brandschutz.

Die Tatsache, dass ein gebautes AKW nachträglich nicht mehr anders ausgelegt werden kann, wird bei den Anforderungen zum Brandschutz im Regelwerk aufgrund des Bestandschutzes Rechnung getragen. In der entsprechenden KTA-Regel 2101.3 heißt es, wenn der für Brände erforderliche Schutz durch die Auslegung nicht sichergestellt ist, können stattdessen zusätzliche Maßnahmen zur Branderkennung und zur Brandbekämpfung festgelegt werden [KTA 2005].

Der Brandschutz soll also in SWR`69 statt durch eine geeignete Materialauswahl und eine räumliche Trennung der Redundanzen durch Brandmelder und Sprinkleranlagen gewährleistet werden. Das damit nicht das gleiche Schutzniveau hergestellt wird, liegt auf der Hand. Der Brand im AKW Krümmel am 28.6.2007 zeigte dies im übertragenden Sinne eindrucksvoll. Die Sprinkleranlage konnte den Transformatorbrand in keiner Weise wirkungsvoll bekämpfen. Dieser Brand fand glücklicherweise nicht im Reaktorgebäude statt – durch mittelbare Auswirkung war der Reaktor dennoch betroffen (siehe Kapitel 4.1.5 und 8.1).

In der Vergangenheit wurde die Auslegung der deutschen Atomkraftwerke gegen Brand auf deterministischer Basis errechnet. Mit Hilfe von probabilistischen Analysen soll der Brandschutz nun neu bewertet werden [BERG 2004]. Probabilistische Brand-Analysen (Brand-PSA) sind eine noch in der Entwicklung steckende Bewertung zur Sicherheit von Atomkraftwerken. Es ist das Ziel einer Brand-PSA, die jährliche Häufigkeit von brandinduzierten Gefährdungszuständen zu ermitteln [TÜRSCHMANN 2006].

In einem aktuellen BMU-Bericht wird die Weiterentwicklung von Methoden zur Durchführung probabilistischer Brandanalysen vorgestellt. Die Methodik wurde beispielhaft für einen Siedewasserreaktor der Baulinie 69 erprobt [BMU 2005b].

In Vorbereitung dieser Brand-PSA wurden u. a. Brandsimulationsrechnungen für einen großen Kabelraum im Betriebs-, Warten- und Schaltanlagengebäude durchgeführt. Etwa ein

Drittel der Brände in deutschen Atomkraftwerken fand im Schaltanlagegebäude statt [BMU 2005b]. Ergebnis war, dass von einem Funktionsausfall der Kabel nach einer Zeitspanne von 6,5 - 15 min auszugehen ist. Außerdem muss eine Brandausbreitung auf den Kabeltrassen unterstellt werden, so dass nach rund sieben Minuten nahezu alle Kabel bestimmter Trassen als ausgefallen anzunehmen sind. Zwei weitere Aspekte erwiesen sich als problematisch. Es kann nicht ausgeschlossen werden, dass bestimmte Brandschutzeinrichtungen bei einem Brand alle gleichzeitig ausfallen. Untersuchungen zum Ausfall aktiver Brandschutzeinrichtungen aus gemeinsamer Ursache (GVA) werden bisher nicht systematisch durchgeführt [BMU 2005b].

Zudem wurde bei der Datenzusammenstellung im Rahmen der Brand-PSA festgestellt, dass bisher nicht genau dokumentiert wurde, ob die Kabelbrandlasten geschützt oder ungeschützt sind. Nur für manche Kabel war vermerkt, ob sie brandschutztechnisch abgetrennt verlegt sind.

Zusammenfassend ist festzustellen, dass trotz Nachrüstungen für Isar 1 kein dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechender Brandschutz erreicht ist. Dies ist aufgrund der Vermaschung einiger Sicherheitssysteme (siehe Kapitel 5.4) auch grundsätzlich nicht möglich. Zusätzlich besteht das Problem, dass in alternden Anlagen aufgrund des schlechter werdenden Materialzustandes der Kabelisolierungen Kurzschlüsse und Kabelbrände mit wachsender Häufigkeit zu erwarten sind. Insgesamt ist das Brandrisiko hoch und steigt mit dem Alter der Anlage weiter an.

## 6 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

- ◆ Werkstoffe von Komponenten und baulichen Einrichtungen,
- ◆ Technische Systeme und Konzepte,
- ◆ Organisatorische Systeme und Konzepte,
- ◆ Dokumentation und
- ◆ Personal.

Bei der Alterung von Werkstoffen handelt es sich um Materialzustandsänderungen durch mechanische Ermüdung, ionisierende Strahlung, Temperatur bzw. Temperaturwechsel, Druck bzw. Druckwechsel und Einwirkung aggressiver Medien.

Neben der konkreten Alterung technischer Systeme in Bezug auf ihre Funktionsfähigkeit durch Veränderung der Eigenschaften von Werkstoffen aus denen sie bestehen, veralten technische Systeme und Konzepte beispielsweise auch durch wissenschaftlichen und technischen Fortschritt. Dies kann zum Beispiel die redundante bzw. diversitäre Ausführung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme betreffen.

Organisatorische Systeme und Konzepte veralten aufgrund des Erkenntniszuwachses zu technischen Abläufen und menschlichem Verhalten. Besonders betroffen sind davon zum Beispiel administrative Regelungen.

Bei der Alterung der Dokumentation sind Aspekte wie Aktualität, physischer Zustand und Verfügbarkeit der Unterlagen relevant. Sie kann auch in ihrem Aufbau veralten.

Die Alterung von Personal bezieht sich insbesondere auf den möglichen Verlust von Fachkompetenz. Dies kann beispielsweise durch Ausscheiden von Personal „der ersten Stunde“, durch höhere Personalfuktuation und unzureichende Fortbildung bedingt sein.

Wichtig für das Verständnis beim Umgang mit Alterung ist, dass sie durch vorhersehbare Effekte, durch nicht vorhergesehene Effekte und durch nicht vorhergesehene Auswirkungen von vorhersehbaren Effekten bedingt ist.

In dieser Stellungnahme wird die Alterung von Werkstoffen anhand von zwei Beispielen betrachtet. In diesem Kapitel wird auf Stromkabel eingegangen und im Kapitel 7 auf die Alterung von Stählen.

## 6.1 Alterung von Werkstoffen

Alterung von Werkstoffen bezeichnet den zeitabhängigen Verlust ihrer Qualität, der durch die Betriebsbedingungen verursacht wird [IAEA 1990]. In jeder industriellen Anlage tritt Alterung auf. Die Werkstoffeigenschaften verschlechtern sich während des Betriebes aufgrund der Lasten, denen die Komponenten ausgesetzt sind.

Die Alterungsprozesse vollziehen sich mit wenigen Ausnahmen (z. B. Korrosion in Form von großflächigen Angriffen oder einer Durchrostung von metallischen Komponenten und Teilen) vor allem auf der Ebene der mikroskopischen Gitterstruktur. Die Qualitätseinbuße des Werkstoffes ist in der Regel erst nach dem Auftreten von sichtbaren Materialänderungen oder dessen Versagen, z. B. beim Bruch, erkennbar.

Die folgende Abbildung verdeutlicht den zeitlichen Verlauf der Versagenhäufigkeit in einer technischen Anlage wie einem Atomkraftwerk.



**Abbildung 6-1: Zeitlicher Verlauf der Versagenhäufigkeit („Badewannen-Kurve“)**

Die Versagenhäufigkeiten sind im Allgemeinen unmittelbar nach der Inbetriebnahme einer Anlage besonders hoch, da sich Mängel bei Bau, Herstellung und Auslegung auswirken. Dann sinken die Versagenhäufigkeiten meist deutlich bis zum Beginn der Auswirkung von Alterungsprozessen mit dem die Probleme allmählich wieder zunehmen. Das Ergebnis ist die in Abbildung 6-1 gezeigte „Badewannen-Kurve“.

Die Alterungsphase setzt bei einem Atomkraftwerk allgemein nach etwa 20 Betriebsjahren ein, aber auch ein früheres Einsetzen von Alterungsphänomenen ist möglich.

Folgende Mechanismen sind im Wesentlichen für die Alterungsprozesse in Werkstoffen in Atomkraftwerken verantwortlich: Ionisierende Strahlung, thermische und mechanische Beanspruchungen, sowie korrosive, abrasive und erosive Prozesse

Eine Kombination und Wechselwirkungen dieser Prozesse führen zu Schadensmechanismen die sich meist erst nach längerer Betriebszeit auswirken und oft unerwartet auftreten. Ein Beispiel dafür ist die Interkristalline Spannungsrisskorrosion in den stabilisierten austenitischen Rohrleitungen in den SWR`69 (siehe Kapitel 9.2). Folgen der Alterungsprozesse sind u. a. Versprödung, Rissbildung und -wachstum, oder Veränderungen elektrischer Eigenschaften.

Die Veränderung der Werkstoffeigenschaften ist häufig nicht zerstörungsfrei prüfbar, woraus die Schwierigkeit resultiert, den jeweils aktuellen Materialzustand konservativ sicher abzuschätzen. Zerstörungsfreie Prüfverfahren erlauben zwar in vielen Fällen, Rissentwicklungen, Oberflächenveränderungen und Wanddickenschwächungen zu verfolgen, aus Gründen konstruktiver Unzugänglichkeit sind aber insbesondere in den SWR`69 wegen der kompakten Bauweise nicht alle Komponenten komplett überprüfbar.

Die Bestimmung der Belastungen und deren Auswirkungen auf das Werkstoffverhalten müssen auch bei Berücksichtigung empirischer Erfahrungen im Wesentlichen durch Rechenverfahren erfolgen. Diese können im Allgemeinen nur an Modellsystemen oder Proben validiert werden, sodass nur begrenzt quantifizierbare Unsicherheiten für die Ergebnisse bestehen. Erschwerend kommt hinzu, dass mit zunehmendem Alter der Anlagen Schädigungsmechanismen auftreten können, die in den Modellrechnungen nicht berücksichtigt wurden. Diese Mechanismen wurden vorher entweder nicht erwartet, als vernachlässigbar angesehen oder ihr Auftreten sogar ausgeschlossen (wie z. B. das Auftreten von Interkristalliner Spannungsrisskorrosion in den austenitischen Rohrleitungen der SWR`69).

Als Folgen der Alterung ist zum einen zu erwarten, dass durch das Ansteigen der Versagenshäufigkeit die Anzahl von Leckagen, Rissen, Kurzschlüssen usw. zunimmt. Es steigt aber vor allem die Wahrscheinlichkeit, dass es durch eine graduelle Qualitätseinbuße von Werkstoffen zu einem plötzlichen Versagen von einer Komponente kommt.

## 6.2 Gegenmaßnahmen

Es sind unterschiedliche Maßnahmen zur Verringerung der negativen Folgen von Alterungsprozessen denkbar. Diese lassen sich in vier Kategorien einteilen:

1. Grundsätzlich ist ein Austausch von Komponenten, deren Versagen durch Alterungsprozesse droht, möglich. In Bezug auf den Alterungseffekt ist dies die wirksamste Maßnahme. Sie ist jedoch mit hohen Kosten verbunden und wird deshalb oft nicht angewendet. Nachteil ist die Erzeugung von zusätzlichen radioaktiven Abfällen. Zudem kann nicht ausgeschlossen werden, dass zwischen neuen und alten Komponenten unerwünschte Wechselwirkungen auftreten.

2. Eine Reduzierung von Lasten durch Absenkung der Leistung kann Alterungsprozesse deutlich verlangsamen. Aus wirtschaftlichen Motiven ist diese Maßnahme unwahrscheinlich. Es besteht eher ein gegenteiliger Trend, in vielen Atomkraftwerken werden Maßnahmen zur Leistungssteigerung durchgeführt.
3. 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. Neben dieser grundsätzlichen Schwierigkeit besteht aus wirtschaftlichen Gründen eher die Tendenz Prüfintervalle zu verlängern und Prüfumfänge begrenzt zu halten.
4. Durch die Reduzierung von Konservativitäten in Sicherheitsnachweisen können längere Betriebszeiten ermittelt werden – zumindest auf dem Papier. Diese Maßnahmen verursachen die geringsten Kosten, haben aber real keinen Effekt.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, Gegenmaßnahmen könnten den gefährlichen Folgen der Alterung bis zu einem gewissen Grade entgegenwirken. Ob und welche dieser sicherheitstechnisch erforderlichen Maßnahmen umgesetzt wird, hängt oft von wirtschaftlichen Gründen und/oder von der Nachhaltigkeit der sicherheitsgerichteten Behördenaufsicht ab.

Die möglichen Gegenmaßnahmen sind auf einen bestimmten Aspekt bezogene Einzelmaßnahmen. Sie hängen oft auch mit nicht direkt auf den Werkstoff bezogenen Regelungen zusammen, wie zum Beispiel organisatorischen Systemen oder Dokumentation. Deshalb sollten die Maßnahmen in einen ganzheitlich auf die Anlage bezogenen Rahmen gestellt werden. Ein solcher Rahmen ist das Alterungsmanagement.

### **6.3 Alterungsmanagement**

In den letzten 10 – 15 Jahren besteht weltweit ein Trend in Richtung Alterungsmanagement, d. h. zu einer systematischen und ganzheitlichen Sicht der Alterungsphänomene, und der erforderlichen technischen und organisatorischen Gegenmaßnahmen. Sinnvollerweise muss dabei der Schwerpunkt auf Vorbeugung liegen. D. h. mit den Maßnahmen sollte erreicht werden, dass schädliche Auswirkungen der Alterung erst gar nicht auftreten.

Die Einführung eines umfassenden Alterungsmanagement verläuft in Deutschland recht schleppend.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Am 10.01.2002 hat die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) Grundsätze für das Vorgehen zur Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken beschlossen. Im Jahr 2004 folgte eine Stellungnahme zur Notwendigkeit eines umfassenden Alterungsmanagements. Darin wird festgestellt [RSK 2004]:

*„Eine geschlossene, alle Aspekte des Alterungsmanagements umfassende Darstellung der Anforderungen ist bisher nicht vorhanden und im nationalen Bereich gibt es bisher zum Alterungsmanagement kein Regelwerk oder eine sonstige, den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentierende Vorschrift.“*

Den Zustand beschreibt die RSK folgendermaßen:

*„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, hat die RSK eine Empfehlung zur „Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken“ herausgegeben. Darin wird in sehr umfassender Form auf alle Bereiche der Alterung eingegangen. Auf dieser Grundlage empfiehlt die Reaktor-Sicherheitskommission die Einrichtung eines umfassenden und systematischen Alterungsmanagement durch die Betreiber *„als feste dauerhafte Aufgabe auf einer hohen hierarchischen Ebene“*. Weiterhin wird empfohlen, dass der zuständigen Aufsichtsbehörde jährlich ein Bericht zum Alterungsmanagement vorgelegt wird. Diese anlagenspezifischen Berichte der Betreiber sollen Anlagen übergreifend ausgewertet werden, um beim Alterungsmanagement eine einheitliche Vorgehensweise auf einer breiten Wissensbasis zu erreichen. Übergeordnetes Ziel dabei ist, eine Abnahme des Sicherheitsniveaus durch Alterung a priori zu verhindern [RSK 2004].

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. Weiterhin ist geplant, dass das BMU und die Länder die Umsetzung der Alterungsmanagementsysteme im Fachausschuss Reaktorsicherheit des Länderausschusses für Atomkernenergie und dessen Arbeitskreis Aufsicht/Reaktorbetrieb begleiten.

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) hat im November 2005 den Beschluss gefasst, zum Thema Alterungsmanagement ein neues Regelwerksvorhaben zu initiieren, die kerntechnische Regel KTA 2301. Die Arbeiten wurden im Mai 2006 aufgenommen, sind aber noch nicht abgeschlossen [KTA 2009]. Der in der Mehrzahl mit Betreibern und betreiberfreundlichen Vertretern besetzte Kerntechnische Ausschuss lässt sich viel Zeit mit der Umsetzung

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

dieser sicherheitstechnisch wichtigen, aber wohl auch für den Betrieb eines AKW höhere Kosten verursachende Regel. Der Zeitbedarf für die Erstellung einer kerntechnischen Regel zu einem international als sicherheitstechnisch höchst relevant angesehenen Thema ist nicht nachvollziehbar. Nach nunmehr 7 Jahren seit der ersten Forderung der RSK ist noch nicht einmal der Entwurf für die Regel veröffentlicht.

Selbst eine sehr gute kerntechnische Regel kann jedoch zwei grundsätzliche Probleme für ein umfassendes und effektives, auf Vorbeugung beruhendes Alterungsmanagementsystem nicht beseitigen:

- ◆ Es werden nicht alle bekannten Alterungseffekte ausreichend verstanden.
- ◆ Es können immer wieder neue unerwartete Alterungseffekte auftreten.

Auf der Internetseite des Bayerischen Staatsministeriums für Landesentwicklung und Umwelt erzielt der Suchbegriff „Alterungsmanagement“ keinen Treffer. Unter der Rubrik „Aufsicht über den Betrieb von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren“ enthält das Kapitel Durchführung der Aufsicht keine Angaben zu einem Alterungsmanagement. Die Aufzählung über Inhalte von Berichten der Betreiber an die Aufsichtsbehörde enthält ebenfalls keine Angaben zu einem Alterungsmanagement.

Auch auf der Internetseite des heutigen Betreibers E.ON kommt der Begriff Alterungsmanagement nicht vor. Der Vorgänger von E.ON, die Bayernwerk Kernenergie GmbH, kam 1999 gemeinsam mit den anderen deutschen Betreibern zu dem Schluss, dass eine eigenständige Behandlung dieses Themas nicht erforderlich sei. Die Gesamtheit der in den Anlagen vorhandenen Reglements decke dies mit ab [STEINER 1999]. Dies zu einer Zeit, zu der international das Alterungsmanagement längst eine herausgehobene Stellung hatte.

Es muss davon ausgegangen werden, dass ein Alterungsmanagement im Sinne der Reaktor-Sicherheitskommission für Isar 1 nicht existiert.

### **6.4 Alterung von Mittelspannungskabeln**

Von Alterung sind auch elektrische Einrichtungen betroffen. Als Beispiel wird im Folgenden die Alterung der Isolierung von Mittelspannungskabel problematisiert.

Am 23.08.2004 kam es im AKW Brunsbüttel zu einem Vorfall mit hohem Gefahrenpotenzial. Ein Kurzschluss verursachte einen kurzzeitigen Brand in einem erdverlegten Mittelspannungskabel. Dadurch wurde die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Bei der Ursachenermittlung zeigte sich, dass das betroffene Kabel sowie weitere der 30 Jahre alten Kabel an der Isolierung bereits Vorschädigungen aufwiesen. Als Grund wurde eine fortgeschrittene

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Alterung der PVC-Kabel, die teilweise durch Herstellungsfehler begünstigt wurde, ermittelt [RSK 2006].

Das Kabelproblem und damit auch das bestehende Risiko waren lange bekannt. Der Hersteller der Kabel hatte bereits 1993 in einem Rundschreiben an die Kunden den Austausch der Kabel empfohlen [RSK 2006]. Doch die Verantwortlichen in den Betreiberfirmen reagierten nicht und die Aufsichtsbehörden der AKW nahmen das Thema offenbar nicht wahr. Nur einzelne Kabel, an denen Kurzschlüsse aufgetreten waren, wurden ausgetauscht. Auch für eine Überwachung oder wiederkehrende Prüfung wurde keine Veranlassung gesehen.

Der oben genannte Kurzschluss und der Brand ereigneten sich in einer Kabelverbindung zwischen Eigenbedarfstransformator und -schaltanlage. Wenn ein Kurzschluss an der Schaltanlage auftritt oder der Brand sich bis dorthin ausbreitet, kann dies zu einem Ausfall vieler Sicherheitssysteme führen. Selbst wenn durch den Brand die Sicherheitssysteme und ihre Versorgungskabel unversehrt bleiben, können ihre Steuerungsleitungen beeinträchtigt werden. Das führt dazu, dass die Systeme nicht mehr angesteuert oder überwacht werden können. Auch im AKW Brunsbüttel war bereits nach dem kurzen Brand ein Notstromdiesel nicht mehr einsatzbereit.

Die als Reaktion auf das Ereignis vorgeschriebene Methode zur Prüfung der Mittelspannungsstromkabel ist nur dazu geeignet, die Alterung der Kabel allgemein zu verfolgen. Lokale Schäden wie der, der zum Vorfall in Brunsbüttel führte, können damit nicht erkannt werden [RSK 2006]. Ein Einzelfehler an Kabeln und damit ein Ereignisablauf bis hin zu einem Unfall sind auch weiterhin nicht auszuschließen.

Das Ereignis ist ein Beispiel für Sicherheitsprobleme, die durch die Alterung der Atomkraftwerke verstärkt auftreten werden. Ähnliche Kabelprobleme sind aus mehreren Norddeutschen AKW bekannt. Auch in Krümmel führten die Überprüfungen der Mittelspannungskabel dazu, dass in der Revision 2005 Kabel im größerem Umfang (insgesamt 2,5 km) ausgetauscht werden mussten [VGB 2006]. Während der Revision 2005 ist auch im AKW Unterweser ein Schaden an einem Mittelspannungskabel gefunden worden. Es wird ein umfangreiches Austauschprogramm umgesetzt [NL 2009].

Bei der Durchsicht diverser Papiere wurden keine Aussagen zu Prüfung oder Austausch von Mittelspannungskabel in Isar 1 gefunden.

## **7 Potenzielle Stör-/Unfälle**

In diesem Kapitel werden Szenarien dargestellt, die im Reaktor Isar 1 ablaufen können.

### **7.1 Transformatorbrand**

#### **7.1.1 Störfall im Atomkraftwerk Krümmel**

Am 28.06.2007 brannte für mehrere Stunden einer der beiden Haupttransformatoren im AKW Krümmel mit einem Reaktor der Baulinie SWR `69. Die dortigen Brandschutzeinrichtungen versagten, sie waren für einen derart heftigen Brand nicht ausgelegt gewesen. Die Löschanlage des Transformators hatte Löschmittel für sechs Minuten, aber erst elf Minuten nach Brandmeldung war die Werksfeuerwehr einsatzbereit am Brandort. Weitere 24 Minuten vergingen bis der Brand bekämpft werden konnte.

Der brennende Transformator wurde vom Netz getrennt, auslegungsgemäß wurden Turbine und Generator abgeschaltet. Der Schalter zwischen brennendem Transformator und Generator blieb jedoch eingeschaltet, sodass über den auslaufenden Generator weiterhin Strom auf den brennenden Transformator gespeist wurde. Der dadurch resultierende Fehlerstrom in der Stromleitung bewirkte, dass auch der funktionsfähige zweite Transformator vom Netz getrennt wurde. Damit fiel kurzzeitig die komplette Eigenbedarfsversorgung aus, es kam zu einer automatischen Reaktorschnellabschaltung.

Bei einem Totalausfall der Eigenbedarfsversorgung erfolgt eine Umstellung der Stromversorgung auf das Reservenetz. Dabei werden u. a. die Speisewasserpumpen kurzfristig abgeschaltet. Nach der Umstellung soll 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 betriebliche Kühlwasserversorgung vollständig aus. Das Kühlmittel im Reaktor sank um zwei Meter. Ein Notfallsystem musste einspringen.

Aus nicht vollständig geklärten Gründen veranlasste dann der Schichtleiter den Reaktorfahrer zwei Sicherheits- und Entlastungsventile per Hand zu öffnen. Ein Missverständnis zwischen Schichtleiter und Reaktorfahrer führte zudem dazu, dass die Ventile minutenlang geöffnet blieben. Der Füllstand im Reaktor fiel dadurch noch etwas tiefer, ein zweites Notfallsystem zum Einspeisen von Kühlwasser musste sich automatisch zuschalten.

### 7.1.2 Übertragbarkeit auf andere Reaktoren der Baulinie SWR `69

Durch das Ereignis am 28.06.2007 wurde eine Vielzahl grundsätzlicher Probleme deutlich, die auf einen sicherheitstechnisch bedenklichen Zustand des Atomkraftwerks Krümmel hinweisen. Diese Mängel können auch für weitere SWR `69 Relevanz besitzen:

- ◆ Der Transformatorbrand wurde nach jetzigem Kenntnisstand durch einen Kurzschluss aufgrund von Alterung ausgelöst. Die Gefahr eines Kurzschlusses und eines Brandes im Transformator sind den AKW-Betreibern bekannt und hätten durch geeignete Präventionsmaßnahmen weitgehend vermieden werden können. Offensichtlich gibt es Mängel im präventiven Brandschutz.
- ◆ Die zu geringe Dimensionierung der Löschanlage und das verzögerte Löschen der Werksfeuerwehr waren für die Entstehung des heftigen Brandes verantwortlich. Dieser Brand zeigt, dass in Krümmel sowohl die Brandschutzeinrichtungen als auch die Vorbereitungen auf einen Brand mangelhaft waren. Das ist angesichts der großen Gefahr von Bränden für Altanlagen fahrlässig (siehe Kapitel 5.5).
- ◆ Ein Planungsfehler führte zum Totalausfall der Eigenbedarfsversorgung. Der Schalter zwischen brennendem Transformator und Generator blieb laut Betreiber auslegungsgemäß eingeschaltet. Das ist technisch nicht nachvollziehbar. Auf einen brennenden Transformator Strom zu speisen, muss zu einem Fehlerstrom und damit zur Abtrennung des zweiten Haupttransformators führen. Deshalb ist die Ursache des Totalausfalls der Eigenbedarfsversorgung als gravierender Planungsfehler zu werten.
- ◆ Ein Planungsfehler in der Steuerung führte zum Totalausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung: Der Ausfall eines Gesamtsystems ist wesentlich folgenschwerer als der Ausfall einer einzelnen, mehrfach vorhandenen Komponente. Insbesondere, da offensichtlich redundante Absicherungen in der Signalgebung fehlen. In Krümmel und auch in Brunsbüttel sind bereits mehrfach derartige Fehler bei Steuerung von Sicherheitssystemen entdeckt worden (siehe Kap.4.1.5).
- ◆ Ein Bedienungsfehler verursachte einen zusätzlichen Kühlmittelabfall im Reaktor. Selbst bei einem verhältnismäßig geringfügigen Ereignis kam es zu einem erheblichen Bedienungsfehler. Das kann auch am besonders komplexen Aufbau der SWR `69 liegen. Aber aufgrund der Auslegungsschwächen des Sicherheitsbehälters haben in Krümmel und in allen anderen SWR`69 bei einem Störfall anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen eine besondere Bedeutung. Dabei sind insbesondere schnelle und fehlerfreie Handmaßnahmen gefordert.

Der Ablauf dieses Ereignisses zeigt, dass mehrere Fehler zusammen auftreten können. Aus einem harmlosen Ereignis (Einstufung N, 0), Kurzschluss in einem Transformator außerhalb

des kerntechnischen Anlagenbereiches, kann über eine Verkettung von ungünstigen Umständen eine gefährliche Situation entstehen. In Krümmel sank in Folge dieser Ereigniskette der Wasserstand im Reaktorbehälter deutlich. Darüber, wie gefährlich die resultierende Situation in Krümmel war, gibt es unterschiedliche Auffassungen. Die Beantwortung dieser Frage ist für die Bewertung der Ereignisse aber nicht ausschlaggebend. Im Vordergrund steht vielmehr die Bewertung der durch die Ereignisse offenkundig gewordenen Sicherheitsdefizite.

Eine derartige Situation ist auch im Reaktor Isar 1 aus gleicher Ursache (Trafobrand) oder auch aus anderer Ursache möglich.

## **7.2 Radiolysegasexplosion**

Durch die bei der Kernspaltung in einem Reaktor entstehende intensive ionisierende Strahlung wird ein Teil der Moleküle des zur Kühlung des Reaktorkerns eingesetzten Wassers in Wasserstoff und Sauerstoff zerlegt. Dieser Vorgang wird Radiolyse genannt. In einem SWR gelangt das Gasgemisch aus Wasserstoff und Sauerstoff (bei einer bestimmten prozentualen Zusammensetzung Knallgas genannt) gemeinsam mit dem im Reaktor erzeugten Wasserdampf in die Frischdampfleitungen und deren Anschlussleitungen sowie in andere Leitungen, die direkt mit dem Reaktordruckbehälter verbunden sind. Solange die Gesamtmischung mit Wasserdampf erhalten bleibt, kommt es wegen dessen zündhemmender Wirkung (Inertisierung) zu keiner explosiven Reaktion. Um die Gefahr einer gefährlichen Ansammlung zu verringern, wird das Gas im Turbinenkondensator abgesaugt und dann einem Rekombinator zugeführt.

Dies funktioniert, solange die Mischungsbedingungen an jeder Stelle im Rohrleitungssystem und in den Komponenten erhalten bleiben. Wenn es jedoch zum Beispiel kühlere Stellen gibt, kann sich das Gemisch an diesen Stellen ansammeln. Durch die Kondensation des Wasserdampfes aus dem Gemisch an diesen Stellen, bleibt das Radiolysegas zurück und kann Blasen bilden. Schon kleine Temperaturschwankungen (z. B. durch Beschädigungen an der Isolation von Rohren) können zu Kondensation in einem bestimmten Bereich führen. In dem komplexen System eines Siedewasserreaktors gibt es viele Stellen, an denen sich Radiolysegas ansammeln könnte.

### **7.2.1 Störfall im Atomkraftwerk Brunsbüttel**

Am 14.12.2001 wurde im AKW Brunsbüttel während des Leistungsbetriebs eine Dampffreisetzung im Sicherheitsbehälter registriert. Der Betreiber hat dies nach einer Analyse der aufgelaufenen Meldungen von Messeinrichtungen mit einem kleinen Leck an einer Flanschver-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

bindung erklärt und keine Einstufung als meldepflichtiges Ereignis vorgenommen. Nachdem das Vorkommnis der Behörde im Rahmen der normalen aufsichtlichen Tätigkeit mitgeteilt wurde, hatte diese Zweifel an der Erklärung. Der Betreiber hat sich in der Folge trotz Aufforderung durch die Aufsichtsbehörde zwei Monate lang geweigert den Reaktor zur weiteren Fehleranalyse abzufahren. Zur Begehung der Stelle im Sicherheitsbehälter muss der Reaktor abgeschaltet sein bzw. mindestens auf einem geringen Leistungsniveau gefahren werden.

Als dann nach erhöhtem Druck der Aufsichtsbehörde im Februar 2002 eine Inspektion stattfand, wurde der Abriss einer Rohrleitung in der Nähe des Reaktordruckbehälters festgestellt. Die Rohrleitung mit einem Durchmesser von etwa 10 cm war auf einer Länge von 2 bis 3 m völlig zerborsten [BMU 2002a]. Die Schadensstelle befand sich in einer Rohrleitung unmittelbar hinter der druckführenden Umschließung. Als Ursache wurde später eine Radiolysegasexplosion identifiziert.

Außer dem zerborstenen Rohr wurden im Sicherheitsbehälter weitere, unerwartet hohe Schäden festgestellt, die durch die Explosion verursacht wurden. Mehr als 30 Trümmerstücke der geborstenen Rohrleitung wurden mit hoher Geschwindigkeit wie Geschosse durch die Gegend geschleudert und beschädigten u. a. Kabeltrassen, die RDB-Wärmedämmung, die Druckkammersprühleitung und Lüftungskanäle [KLEEN 2004]. Den Veröffentlichungen zu dem Störfall ist nicht zu entnehmen, dass sicherheitstechnisch unmittelbar kritische Stellen durch die Trümmer getroffen wurden. Das Potenzial für gravierende Schäden wurde allerdings mehr als deutlich: Durch ein 4 Kilogramm schweres Bruchstück wurde ein massiver 200 Tonnen schwerer Stahlträger verbogen [KLEEN 2004].

Anstatt der vom Betreiber analysierten, sicherheitstechnisch unbedeutenden Leckage, hatte ein Störfall stattgefunden. Bei ungünstigerem Verlauf hätte sich daraus ein großer Unfall entwickeln können. Wäre die Knallgasblase etwa drei bis vier Meter näher am RDB entstanden oder wäre dort hin gewandert, wäre durch die Explosion ein Leck entstanden, über das Kühlwasser bzw. Dampf aus dem Reaktor entweichen wäre. Die dann einsetzenden Notkühlrichtungen sollen laut Auslegung einen derartigen Kühlmittelverluststörfall insoweit beherrschen, dass die Störfallplanungswerte nach § 49 StrlSchV eingehalten werden (Auslegungsstörfall). Sie sind dazu aber möglicherweise nicht mehr in der Lage, wenn durch die Explosion zusätzlich zum Leck weitere Schäden entstehen. In diesem Fall kann es zu einem auslegungsüberschreitenden Störfall bzw. einem Unfall mit Kernschmelze kommen. Dies kann massive radioaktive Freisetzungen in die Umgebung bedeuten.

Da im In- und Ausland schon häufiger Radiolysegasreaktionen aufgetreten sind, sind Gegenmaßnahmen bzw. Maßnahmen zur frühzeitigen Erkennung getroffen worden. Zum Beispiel wurden Temperaturfühler an gefährdeten Stellen angebracht; soweit bekannt auch in

Brunsbüttel. Die Temperaturmessungen zu diesem Zweck an dem betroffenen Rohr wurden aber nach einiger Zeit eingestellt.

An der kritischen Stelle im AKW Brunsbüttel wurden hinsichtlich Radiolysegasreaktionen keine Messungen mehr durchgeführt, da eine Knallgasexplosion in diesem Bereich vorher ausgeschlossen wurde<sup>8</sup>. Man war davon ausgegangen, dass sich in diesem Teil der Deckelsprühleitung durch zulässige Undichtigkeiten in Armaturen kein Knallgas ansammeln kann und zum anderen dort kein Zündmechanismus vorhanden ist. Heute weiß man, dass man immer von einem Zündmechanismus ausgehen muss. Das können zum Beispiel Druckschwankungen sein, die die Reaktion auslösen. In Brunsbüttel wurde zudem nicht berücksichtigt, dass durch Instandhaltungsmaßnahmen an den Armaturen die Spülung der Leitungen entfiel, sodass sich nun Knallgas ansammeln konnte. Beide Aspekte zeigen, dass es aufgrund der Komplexität der Anlage praktisch nicht möglich ist, bei Anlagenänderungen – mögen sie auch scheinbar gering sein – alle Auswirkungen zu berücksichtigen.

### **7.2.2 Weitere Radiolysegasmeldungen in Deutschland**

Am 14.03.1988 zündete nach dem Öffnen der Vorsteuerventile im Reaktor Isar 1 Radiolysegas (Einstufung: E), das sich bei den Sicherheits- und Entlastungsventilen angesammelt hatte. Bei vier von ihnen trat eine Stauchung der Königszapfen auf. Einen ähnlichen Vorfall gab es 1987 im AKW Krümmel [BMU 1988].

Bei der Untersuchung des Störfalles in Brunsbüttel stellte sich heraus, dass es dort vor 1992 bereits einmal in der Rohrleitung des Deckelsprühsystems eine Radiolysegas-Reaktion gegeben haben musste, die damals unerkannt geblieben war. Sie hatte zur Überschreitung zulässiger Spannungen und plastischen Verformungen geführt [MFE 2003].

Ein weiteres Ereignis, bei dem Radiolysegas eine Rolle gespielt haben soll, datiert vom 17.09.1999. Zu dem gemeldeten Bruch einer Steuerleitung im Turbinen-Niederdruck-By-pass-System kam es während einer Wiederkehrenden Prüfung (Einstufung: N, 0). Zu diesem Vorfall in Brunsbüttel liegen allerdings keine weiteren Informationen vor.

Die zuständige Landesaufsichtsbehörde in Schleswig-Holstein ordnete nach eigener Prüfung des Ereignisses eine Untersuchung der Übertragbarkeit des Ereignisses auf andere Bereiche im AKW Brunsbüttel an. Der Betreiber setzte in der Folge zahlreiche Maßnahmen um, die von der Verbesserung der Überwachung (insb. Temperaturmessungen) und der Vermei-

---

<sup>8</sup> In Brunsbüttel befanden sich zwar an dieser Stelle Temperaturfühler, jedoch dienten diese der Ermüdungsüberwachung.

dung (Einbau zusätzlicher Rekombinatoren) bis zur Begrenzung von etwaigen Folgeschäden durch schlagende Rohre und Bruchstücke reichten.

In Brunsbüttel gab es am 09.07.2007 Hinweise auf Radiolysegas in einem Messsystem zum Reaktorfüllstand innerhalb des Sicherheitsbehälters [VENE 2007]. Ob tatsächlich Radiolysegas vorhanden war, wurde nicht geklärt. Durch Spülen des Bereiches wurde der Normalzustand wieder hergestellt.

### 7.2.3 Übertragbarkeit auf die Baulinie SWR`69

Die Gefahr einer Radiolysegasbildung ist seit langer Zeit bekannt. Zur Vorsorge sind in allen SWR an verschiedenen Stellen Überwachungseinrichtungen und Einrichtungen zur Verminderung des Wasserstoffgases installiert (siehe 7.2.1).

Nach dem Ereignis in Brunsbüttel wurde seine Relevanz für andere Siedewasserreaktoren der Baulinie SWR`69 geprüft. Aufgrund von Unterschieden in technischen Details ist eine Knallgas-Explosion mit exakt gleicher Ursache und exakt gleichem Ablauf in anderen deutschen Siedewasserreaktoren nicht möglich.

Grundsätzlich besteht das Problem einer Wasserstoffexplosion jedoch bei allen SWR. Aus diesem Grund hat die deutsche Reaktor-Sicherheitskommission nach dem Ereignis von Brunsbüttel überprüft, „*inwieweit mit den bisher getroffenen Maßnahmen und der dabei in Ansatz gebrachten Sicherheitsphilosophie die erforderliche Vorsorge gegen Ereignisse mit Radiolysegas-Reaktionen weiterhin sichergestellt werden kann oder ob aufgrund neuer Erkenntnisse eine neue sicherheitstechnische Konzeption und Vorgehensweise unter Einschluss zusätzlicher und weitergehender Maßnahmen bzw. Analysen in den betroffenen kerntechnischen Anlagen als erforderlich angesehen wird*“ [RSK 2003].

Die RSK stellte als Ergebnis der Überprüfung nach dem Ereignis 2001 fest, dass es im deutschen Regelwerk keine spezifischen Regelungen zum Schutz gegen Radiolysegas-Reaktionen gäbe. Sie hielt eine umfassende Analyse der Auswirkungen potenzieller Reaktionen und möglicher Gegenmaßnahmen für erforderlich. Dazu sollten zunächst die Systembereiche mit Potenzial für Radiolysegas-Reaktionen identifiziert, dann die maximalen Auswirkungen einer Radiolysegas-Reaktion in den identifizierten Bereichen ermittelt und abschließend Vorsorgemaßnahmen festgelegt werden.

Konkrete, umfassende Informationen zur Umsetzung der RSK-Empfehlungen wurden bisher nicht veröffentlicht. Bekannt ist lediglich, dass vermehrt Temperaturmessungen an den Rohrleitungen und Komponenten durchgeführt werden, um mögliche Ansammlungen rechtzeitig zu erkennen.

Auf der Jahrestagung Kerntechnik 2004 fand eine eigene Fachsitzung dem Thema „Radiolysegas in SWR Anlagen“ statt [JTK 2004]. Auf dieser Sitzung wurde über die Anforderungen an Maßnahmen zur Vermeidung von Radiolysegas-Reaktionen in Brunsbüttel und Gundremmingen, sowie über experimentelle Untersuchungen im Forschungszentrum Karlsruhe referiert. In den beiden Vorträgen von Betreibervertretern wurde der hohe Aufwand bei den Untersuchungen und Maßnahmen betont. In der Diskussion auf der Fachsitzung wurde deutlich, dass noch ein erheblicher Forschungsbedarf hinsichtlich der Wasserstoffproblematik gegeben ist.

Insgesamt ließ sich feststellen, dass zum Zeitpunkt dieser Fachsitzung (Ende Mai 2004) zwar bereits umfangreiche Untersuchungen durchgeführt und Maßnahmen getroffen wurden, jedoch keineswegs alle offenen Fragen geklärt sind. Solange dies nicht der Fall ist, kann grundsätzlich keine zuverlässige Verhinderung von unerwarteten Radiolysegasreaktionen erfolgen.

Im AKW Brunsbüttel war vor dem Ereignis 2001 alles vom Betreiber geprüft, Sicherheitsnachweise waren vorgelegt und von der Behörde akzeptiert. Durch Radiolysegasreaktionen in Reaktoren im In- und Ausland waren die Verantwortlichen auch durchaus für mögliche Vorfälle sensibilisiert. Trotzdem ist es zu dem Störfall gekommen, der zunächst gar nicht als Radiolysegasreaktion erkannt wurde. Eine Reihe von Fehleinschätzungen hat eine Rolle gespielt:

- ◆ Die Zündung von Radiolysegas wurde in dem Bereich für ausgeschlossen gehalten.
- ◆ Bei Instandhaltungsmaßnahmen an einer Armatur wurden nicht alle möglichen Auswirkungen erkannt.
- ◆ Aus den während des Ereignisses gemessenen Werten wurde geschlossen, dass es keine Radiolysegasreaktion gewesen sein könne.
- ◆ Die möglichen Folgen eines Rohversagen durch Bersten wurden als geringer eingeschätzt.

Dies zeigt, dass trotz der Überzeugung von Betreibern und Behörden alles im Griff zu haben, Radiolysegasreaktionen auftreten können.

#### **7.2.4 Bedeutung für Isar 1**

Im Jahr 1988 entzündete sich im AKW Isar 1 Knallgas, das sich in den Sicherheits- und Entlastungsventilen angesammelt hatte. Dies geschah trotz vorhandener Vorsorgemaßnahmen. Als Reaktion auf das Ereignis wurden in den folgenden Jahren Katalysatoren, Spülleitungen und Temperaturüberwachungseinrichtungen nachgerüstet.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Im Reaktor Isar 1 ist die Deckelsprühleitung konstruktiv anders ausgeführt als im AKW Brunsbüttel. Zudem sind Maßnahmen getroffen, die eine kontinuierliche Spülung dieser sowie anderer Leitungen sicherstellen sollen. Die Entstehung eines zündfähigen Gasgemisches müsste damit theoretisch vermieden sein.

Deshalb sah die bayrische Aufsichtsbehörde im Nachgang zu der Wasserstoffexplosion in Brunsbüttel keinen Überprüfungsbedarf, schloss jedoch nicht aus, dass sich ein solcher noch ergeben könne, wenn weitere Informationen zum Ereignis in Brunsbüttel vorlägen [BLT 2002a]. Offenbar ergab sich dieser erneute Überprüfungsbedarf, denn während der Revision 2003 wurden umfangreiche Maßnahmen zur Vermeidung von Wasserstoffgas-Anreicherung in dampfführenden Bereichen durchgeführt [VGB 2004].

Trotz der konstruktiven Unterschiede zu Brunsbüttel und der durchgeführten Maßnahmen ist eine Radiolysegasreaktion in Isar 1 nach wie vor nicht auszuschließen. Die Erfahrung zeigt, dass Sicherheitsnachweise und Vorsorgemaßnahmen nicht zwingend ausreichend sind. Die Möglichkeit zu Radiolysegasreaktionen im Kühlkreislauf ist eine Auslegungsschwäche der Siedewasserreaktoren.

## 8 Flugzeugabsturz

Der Flugzeugabsturz auf Atomanlagen wurde bei Genehmigungsverfahren in der Vergangenheit nur in Bezug auf das so genannte „Restrisiko“ betrachtet. Die Wahrscheinlichkeit für den unfallbedingten Absturz eines Militärflugzeuges auf ein Atomkraftwerk an dem jeweiligen Standort wurde mit geringer als  $10^{-6}$  pro Jahr angenommen. Nach der gängigen Interpretation der Rechtslage mussten Atomanlagen gegen einen Flugzeugabsturz nicht ausgelegt sein. Bei deutlich über den Störfallplanungswerten der Strahlenschutzverordnung zu erwartenden Strahlenbelastungen für die Bevölkerung wurden ggf. lediglich schadenmindernde Maßnahmen verlangt.

Der terroristische Anschlag am 11.09.2001 hat die Diskussion über den erforderlichen Schutz der Bevölkerung wieder neu in Gang gebracht. Aufgrund der unmittelbaren Einbindung der Bundesrepublik Deutschland in die Intervention in Krisengebieten und ihrer wirtschaftlichen Rolle im Welthandel sind Terroranschläge eine ernst zu nehmende Bedrohung. Ein gezielter Flugzeugabsturz auf ein Atomkraftwerk muss deshalb einkalkuliert werden. Es gibt belastbare Hinweise, dass auch Atomanlagen mögliche Anschlagziele von Terroristen waren und sind [US CONGRESS 2004; US GAO 2004; BND 2006].

Das Bundesverwaltungsgericht hat mit seinem Urteil zum Zwischenlager in Brunsbüttel vom 10. April 2008 höchstrichterlich die Pflicht der Betreiber von Atomkraftwerken zur bestmöglichen Vorsorge für den Schutz der Bevölkerung vorgegeben [BVERWG 2008]. Terroristische Angriffe sind – wie das Bundesverwaltungsgericht weiter feststellt - auch nicht generell dem Bereich des Restrisikos und Schutzmaßnahmen gegen Terroranschläge nicht generell dem Bereich der Restrisikominimierung zuzuordnen. Vielmehr haben Anwohner von Atomkraftwerken einen Schutzanspruch. Die rechtliche Ausgangssituation hat sich also durch die Terroranschläge und das zitierte Urteil verändert.

Im Folgenden wird ein möglicher gezielter Flugzeugabsturz auf einen Reaktor der Baulinie SWR`69 mit besonderem Bezug auf Isar 1 betrachtet.

### 8.1 Auslegung Reaktorgebäude

Das Reaktorgebäude der SWR`69 ist kastenförmig. Durch diese geometrische Form sowie die damit verbundene Bautechnik können von außen einwirkende Kräfte schlechter abgetragen werden und das Zerstörungsausmaß der Gebäudestrukturen kann größer sein als bei später für andere Reaktoren gebaute halbkugelförmige Gebäude.

Besondere Bedeutung hatte die Auslegung von Reaktorgebäuden in der Sicherheitsdiskussion über Atomkraftwerke spätestens seit dem häufigen Absturz von düsengetriebenen Mili-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

tärflugzeugen vom Typ Starfighter in der Bundesrepublik und anderen Ländern in den 1960er und 1970er Jahren.

Die 17 Anfang 2010 noch in Deutschland betriebenen Atomkraftwerke können hinsichtlich ihrer grundsätzlichen Auslegung gegen einen (unfallbedingten) Absturz eines schnell fliegenden Militärflugzeuges nach offiziellen Angaben in drei Kategorien eingeteilt werden:

- ◆ Gegen den Absturz eines Militärflugzeugs vom Typ Phantom sind die neueren Anlagen ausgelegt, das sind die Druckwasserreaktoren (DWR) Emsland, Neckarwestheim 2, Isar 2, Brokdorf, Philippsburg 2, Grohnde und Grafenrheinfeld sowie die Siedewasserreaktoren (SWR) Krümmel, Gundremmingen B und C.
- ◆ Gegen den Absturz eines Militärflugzeugs vom Typ Starfighter sind ausgelegt bzw. teilausgelegt die DWR Biblis B, Unterweser und Neckarwestheim 1 sowie der SWR Isar 1.
- ◆ Über keine explizite Auslegung gegen Flugzeugabsturz verfügen der DWR Biblis A sowie die SWR Brunsbüttel und Philippsburg 1.

Die Auslegungsunterschiede der drei Kategorien von Atomkraftwerken gegen mechanische Einwirkungen von außen bestehen in der geometrische Bauform und der Wandstärke des Reaktorgebäudes. Bei den SWR`69 haben die Reaktorgebäude in Brunsbüttel und Philippsburg 1 Wandstärken unter 0,5 m. Für Isar 1 variiert die Wandstärke zwischen 0,35 m und 1,20 m, abhängig von An- bzw. Vorbauten und inneren konstruktiven Stabilisierungen [PAULIG 2006]. Im oberen Bereich des Reaktorgebäudes sind die Wandstärken geringer.

Nach häufigen Aussagen der Bayerischen Staatsregierung sind die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude von Isar 1 gegen den Absturz eines Starfighter F 104 mit einer statischen Ersatzlast von 1.700 Mg (=t) und senkrechtem Aufprall auf eine Fläche von 3 m<sup>2</sup> ausgelegt [BLT 1988b].

Davon abgesehen, dass diese Auslegung bei einem um fast den Faktor 100 schwereren Verkehrs- oder Frachtflugzeug bei weitem nicht ausreicht, gibt es Hinweise auf eine erforderliche Relativierung dieser Aussagen. Laut Errichtungsgenehmigung für Isar 1 ist das Reaktorgebäude nur gegen einen seitlichen Aufprall bis in Höhe der Bedienungsühne gegen die angegebene Ersatzlast von 1.700 Mg ausgelegt und das nur, wenn der Auftreffwinkel nicht größer als 45° ist. Die darüber liegenden Außenwände und das Dach des Reaktorgebäudes sind dagegen nur gegen eine Ersatzlast von 500 Mg ausgelegt, die Wände bei einem Winkel bis 45° und das Dach bei einem Winkel von 90° [BSMLU 1972].

In einer 1975 vorgelegten Revision des Sicherheitsberichts von 1971 wird ohne Spezifizierung eine Auslegung gegen 1.700 Mg Ersatzlast angegeben [KWU 1975]. In der 5. Teilgenehmigung vom März 1980 wurde die in der 1. Teilgenehmigung zur Errichtung von Isar 1

genannte Auslegung bestätigt [BSMLU 1980a]. Die darauf folgende Teilgenehmigung sowie die weiteren Genehmigungen enthalten aber keine Ausführungen zu gegenüber der Errichtungsgenehmigung größeren Wandstärken. Wenn davon ausgegangen wird, dass eine Änderung der Statik des Reaktorgebäudes nicht allein eine baurechtliche Genehmigung benötigt, sondern auch eine atomrechtliche Änderungsgenehmigung<sup>9</sup>, müssen die Angaben in der Errichtungsgenehmigung nach wie vor zutreffend sein.

Neben dem Flugzeugabsturz ist die Auslegung des Reaktorgebäudes auch in Bezug auf terroristische oder sonstige Sabotageangriffe aus der Luft mit anderen Fluggeräten oder vom Boden mit einem breiten Spektrum möglicher Waffen relevant. Darauf soll in dieser Stellungnahme nicht detaillierter eingegangen werden, es seien jedoch folgende Beispiele genannt:

- ◆ gezielter Absturz mit einem sprengstoffbeladenen Hubschrauber,
- ◆ gezielter Absturz einer sprengstoffbeladenen Drohne,
- ◆ Beschuss mit Infanterieraketen.

Ebenso spielt die Auslegung bei ungewollt auftretenden Explosionsdruckwellen eine wichtige Rolle.

Es bleibt festzustellen, dass der Reaktor Isar 1 durch die geringe Auslegung des Reaktorgebäudes gegen mechanische Lasten einer der am schlechtesten geschützten Reaktoren gegen starke Einwirkungen von außen in der Bundesrepublik Deutschland ist. Eine Nachrüstung ist nicht möglich.

## 8.2 Brennelement-Lagerbecken

Das Brennelement-Lagerbecken befindet sich bei den SWR der Baulinie 69 an einem besonders empfindlichen Ort: Im oberen Teil des Reaktorgebäudes, außerhalb des Sicherheitsbehälters. Das hohe Gefährdungspotenzial durch die in Bezug auf Einwirkungen von außen ohnehin schon exponierte Lage des Brennelement-Lagerbeckens, wird durch die geringe Wand- und Dachstärke des Reaktorgebäudes noch verstärkt. Für den Fall der Zerstörung von Strukturen des Reaktorgebäudes können, unabhängig vom Angriffsszenario, unmittelbar große Aktivitätsinventare betroffen sein und in die Umgebung freigesetzt werden.

In Isar 1 ist die Lagerkapazität des Brennelement-Lagerbeckens besonders groß und deutlich höher als in den anderen SWR`69. Das Lagerbecken ist für insgesamt 2.232 Brennele-

---

<sup>9</sup> Da es sich bei den Wand- und Dachstärken um einen wichtigen Auslegungsaspekt handelt ist auch nicht davon auszugehen, dass eine Änderung lediglich im Rahmen des atomrechtlichen Aufsichtsverfahrens zulässig ist.

mente ausgelegt. Ein Teil der Positionen (592) muss für eine unplanmäßige Kernentladung frei gehalten werden. Insofern ist im Normalbetrieb eine maximale Beladung von 1.640 Brennelementen vorgesehen. Das ist fast die dreifache Menge an Brennelementen wie die, die sich im Kern befindet. Selbst durch einen Terrorangriff mit einem kleineren Flugzeug (d. h. ohne Beschädigung des Sicherheitsbehälters und Versagen der Kühlsysteme des Reaktors) drohen in Isar 1 hohe Freisetzungen. Ein möglicher Unfallablauf wird in Kapitel 8.6.3 dargestellt.

Ein terroristischer Angriff kann jedoch auch vom Boden erfolgen. Der obere Teil des Reaktorgebäudes kann beispielsweise gezielt mit panzerbrechenden Infanteriewaffen beschossen werden. Aufgrund der örtlichen Gegebenheiten ist es bei guter Planung möglich auf das Dach des Reaktorgebäudes oder des Maschinenhauses zu gelangen und durch eine dort ausgelöste Sprengstoffexplosion das Brennelement-Lagerbecken nachhaltig zu beschädigen. Auch in diesen Fällen ist ein Unfallablauf, wie in Kapitel 8.6.3 dargestellt, möglich.

### **8.3 Die GRS-Studie zum Flugzeugabsturz auf Atomkraftwerke**

Die deutschen Atomkraftwerke sind gegen den Absturz eines Verkehrsflugzeugs weder ausgelegt noch ausreichend geschützt. Dies sind die Ergebnisse der Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) zu den Auswirkungen terroristischer Flugzeugangriffe auf Atomkraftwerke, die im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) erstellt wurde. Von dieser vertraulichen Studie ist bisher nur eine Zusammenfassung öffentlich bekannt [BMU 2002c].

In der GRS-Studie werden exemplarisch fünf Referenzanlagen behandelt, die die in Deutschland betriebenen Typen der Atomkraftwerke repräsentieren. Isar 1 wird hinsichtlich seiner Verwundbarkeit gegenüber Flugzeugabsturz der Kategorie von Brunsbüttel zu geordnet. Das bedeutet, anders als bei der auf Aussagen der Aufsichtsbehörde [SCHNAPP-AUF 2001] beruhenden, in Kapitel 8.1 beschriebenen Zuordnung zu den gegen Starfighter ausgelegten Anlagen, wird Isar 1 von der GRS den am schlechtesten ausgelegten Anlagen zugeordnet. Der hierzu kurz geführte öffentliche Streit zwischen Bayerischer Staatsregierung und Bundesumweltministerium Ende 2001 endete ohne Aufklärung gegenüber der Öffentlichkeit. Die Einordnung von Isar 1 in die Kategorie der praktisch nicht gegen Flugzeugabsturz ausgelegten Anlagen durch die GRS ist jedoch vor dem Hintergrund der in Kapitel 8.1 beschriebenen tatsächlichen Auslegung nachvollziehbar und korrekt.

Folgende drei bei derartigen Flugzeugabstürzen wichtige Einwirkungsfaktoren wurden von der GRS betrachtet:

- ◆ Aufprall des Flugzeugs,

- ◆ Trümmerflug und
- ◆ Kerosinbrand.

Bei den Lastfällen wurde zwischen zwei Aufprallgeschwindigkeiten (175 m/s und 100 m/s) sowie zwischen drei Flugzeugtypen (groß – z. B. Boeing 747; mittel – z. B. A 300; klein – z. B. A 320) unterschieden.

Ergebnis der GRS-Studie ist, dass es in den drei kleinen Siedewasserreaktoren der Baulinie `69 (Brunsbüttel, Isar 1 und Philippsburg 1) aufgrund der geringen Gebäudeauslegung bei Absturz aller drei betrachteten Flugzeugtypen und bei jeweils beiden Geschwindigkeiten zu einer großflächigen Zerstörung des Reaktorgebäudes kommen kann. Es ist in diesem Fall davon auszugehen, dass durch die Trümmer, die Erschütterungen und den zu erwartenden Brand die Kühlbarkeit des Kernes nicht mehr gewährleistet ist [BMU 2002c]. Es ist auch von einem schnellen Versagen des Sicherheitsbehälters auszugehen. Ein Kernschmelzunfall mit massiven, kurzfristig einsetzenden radioaktiven Freisetzungen ist praktisch unvermeidlich (siehe hierzu Kapitel 8.6.1).

Die SWR`69 sind nach der GRS-Studie eindeutig als die gegenüber Flugzeugangriffen am wenigsten geschützten Atomkraftwerke in Deutschland zu identifizieren. Zu dem gleichen Ergebnis kamen Gutachter, die im Auftrag der von den Bundesländern Baden-Württemberg, Bayern und Hessen eingesetzten „Internationalen Länderkommission Kerntechnik“ (ILK) tätig waren. Nach ihrer Bewertung sind von den in Deutschland noch in Betrieb befindlichen Atomkraftwerken nur Neckarwestheim 2, Isar 2 und Emsland einigermaßen gegen den Absturz eines Verkehrsflugzeuges geschützt. *„Bei allen anderen Kernkraftwerken ist bei einem Aufprall auf das Reaktorgebäude mit schweren bis katastrophalen Freisetzungen zu rechnen“* [VERMERK 2002]. Die Bayerische Staatsregierung stellt dazu fest: *„Die Ergebnisse der GRS-Studie und der ILK-Studie sind kompatibel“* [BSMUG 2009c]. Damit revidiert sie die oben bereits genannten Aussagen, die sie nach Bekanntwerden der GRS-Studie zur dort vorgenommenen Einordnung in die Kategorie der am wenigsten geschützten Atomkraftwerke getroffen hatte. Allerdings wiederholt sie die Aussage vom *„soliden Grundschutz“*. Vor dem Hintergrund ihrer oben genannten Einschätzung der ILK-Studie ist die Bedeutung dieser Aussage nicht nachvollziehbar.

#### **8.4 Schutzmaßnahmen gegen einen gezielten Flugzeugangriff**

In Deutschland wurden nach den Terroranschlägen vom 11.09.2001 und insbesondere nach Bekanntwerden der Ergebnisse der GRS-Studie verschiedene Schutzmaßnahmen sowie ein endgültiges Abschalten der am meisten gefährdeten Atomkraftwerke diskutiert.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Die vier AKW betreibenden Energieversorgungsunternehmen (E.ON, RWE, EnBW und Vattenfall) schlugen im Juni 2003 ein Konzept zum Schutz der Atomkraftwerke vor. Zentraler Punkt war dabei die Vernebelung der Atomanlagen. Dieses Konzept hielt das BMU nach einer Begutachtung durch die GRS für ungeeignet.

Nach längerer Auseinandersetzung einigten sich BMU und Betreiber dennoch auf dieses Konzept. Das BMU setzte lediglich zwei Nachbesserungen des Konzeptes durch: Die Möglichkeit einer Mehrfachauslösung der Vernebelung und die Installation von GPS-Störsendern, um die Anflugnavigation zu stören.

Dieses Schutzkonzept ist gescheitert.

Die Störung von GPS wurde nach Stellungnahmen von Pilotenvereinigungen und dem Flugsicherheitsdienst als Maßnahme verworfen. Durch eine Störung würden wegen der hohen Flugdichte über der Bundesrepublik Deutschland auch andere Flugzeuge betroffen gewesen und in Gefahr gebracht worden.

Hauptstütze des Schutzkonzeptes für die Reaktoren soll die Adaption von militärischen Vernebelungsanlagen sein. Militärische Vernebelungssysteme verschießen Nebelgranaten, die als Rauchsubstanz rotem Phosphor verwenden. Diese werden vor allem zum Schutz von beweglichen Zielen wie Schiffen verwendet (während der Angriff auf ein Scheinziel umgelenkt wird, bringt sich das Angriffsobjekt in Sicherheit) oder bei Schutz von Objekten gegen Angreifer, die ein feindliches Gebiet überfliegen, ohne den Angriff gegen ein ganz bestimmtes Ziel durchführen zu wollen.

Die militärische Vernebelung wirkt vor allem gegen automatische Zielsysteme. Entscheidend hierbei ist das Grundprinzip „Tarnen und Täuschen“. Die Wirksamkeit wird nicht nur durch die Tarnung des Angriffsobjekts erzeugt, sondern auch durch die Umlenkung der Angreifer auf ein imaginäres Ziel. Militärische Nebelanlagen sind für den Schutz von Atomkraftwerken vollkommen ungeeignet, denn sowohl Angriffsziel als auch Angriffsobjekte sind nicht vergleichbar. Ein Atomkraftwerk ist ein ortsfestes Ziel an einem bekannten Ort.

Das Vernebelungskonzept ist auch deshalb vollkommen ungeeignet, weil ein rechtzeitiges Auslösen der Vernebelung eines Atomkraftwerks praktisch nicht möglich ist. In der militärischen Anwendung setzt der Ausstoß der Nebelgranaten automatisch ein, sobald das zu schützende Objekt angepeilt wird. Ein Flugzeug, das mit terroristischer Absicht auf ein Atomkraftwerk zusteuert, muss erst als ein solches erkannt werden. Aufgrund des hohen Flugaufkommens in Deutschland und der Nähe der Luftverkehrsstraßen zu Atomkraftwerken ist eine Angriffsabsicht, wenn überhaupt, erst unmittelbar vor dem Absturz erkennbar.

Potenzielle Terroristen wären aber selbst bei rechtzeitigem Auslösen der Vernebelung in der Lage, mit einem Verkehrsflugzeug ein Atomkraftwerk so zu treffen, dass es zu einer katastrophalen Freisetzung radioaktiver Stoffe käme. Abgesehen von der automatischen Naviga-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

tion mit GPS (dessen Störung nicht mehr Teil des Abwehrkonzeptes ist) oder anderen im Cockpit vorhandenen Geräten (Trägheitsnavigationssysteme), könnte sich der Pilot bei einem Sichtanflug z. B. an Geländepunkten der Umgebung und vor allem an dem unvernebelten Abluftkamin orientieren.

Das BMU kritisierte an dem ursprünglichen Betreiberkonzept zur Vernebelung vor allem die kurze Dauer des Nebelschutzes (etwa 2 Minuten). Ein Terrorpilot könnte eine Schleife über das Atomkraftwerk fliegen, bis der Nebel sich verzogen hat. Die Nachbesserung bestand deshalb in der Mehrfachauslösung der Vernebelung – bis zum Eintreffen militärischer Abfangjäger [BMU 2005a].

Eine Änderung im Luftsicherheitsgesetz sollte den Abschuss eines gekaperten Flugzeugs erlauben, das als Waffe gegen Atomkraftwerke eingesetzt werden soll. Das Bundesverfassungsgericht erklärte dieses Gesetz im Februar 2006 jedoch als nichtig, da es mit dem Grundgesetz unvereinbar ist [HELLER 2006].

Damit bleibt auf militärischer Abwehrebene nur noch die theoretische Möglichkeit mit so genannten Abfangjägern das Flugzeug abzudrängen, nachdem dieses als entführt identifiziert ist. Dazu muss bei nicht gegebenem Funkkontakt zunächst Sichtkontakt der Piloten aufgenommen werden, bevor weitere Maßnahmen erfolgen können. Diese Möglichkeit erweist sich aber ebenfalls als nicht durchführbar. In den Jahren 2004/5 gab es ca. 400-mal über mehr als 5 Minuten keinen Funkkontakt zu größeren Flugzeugen. Es erfolgten hierzu mehr als 30-mal militärische Einsatzflüge. Dabei wurde 3- (2004) bzw. 11-mal (2005) eine Sichtidentifizierung durchgeführt. Bis die Sichtidentifizierung gelang, dauerte es bis zu 15 Minuten [BLT 2006b]. Dieser Zeitbedarf ist deutlich zu groß, um als wirksame Verhinderungsmaßnahme gegen einen terroristisch motivierten Flugzeugabsturz gelten zu können.

Von Staatsseite wurden einige Luftsicherheitsmaßnahmen (wie verstärkte Fluggastkontrollen, Beschränkungen beim Handgepäck und eine kugelsichere Cockpittür) eingeführt. Mit ihnen soll eine Flugzeugentführung verhindert werden. Dass dieses Ziel erreicht wird, ist zu bezweifeln. Der Schwierigkeitsgrad einer „erfolgreichen“ Flugzeugentführung wird mit den Maßnahmen zwar erhöht, stellt für eine entschlossene Terroristengruppe aber kein unüberwindbares Hindernis dar.

Die hier aufgezeigten Unzulänglichkeiten des Vernebelungsschutzes wurden von der obersten Fachbehörde, dem Bundesumweltministerium nicht bestritten. Aus fachlicher Sicht ist es deshalb nachvollziehbar, dass von Bundesumweltminister Gabriel laut einer Medienmeldung die vorgezogene Stilllegung der alten Atomkraftwerke gefordert wurde. Seine Position ist, dass Atomkraftwerke, die keinerlei Schadensminimierungspotenzial gegen Terrorangriffe – etwa den gezielten Absturz eines Flugzeugs nach dem Muster des 11. September 2001 – besitzen, früher als bisher vorgesehen stillgelegt werden müssen. Denn Sicherheitsvorschläge wie eine plötzliche Vernebelung der Reaktoren hätten sich als „nicht tragfähig erwie-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

sen. Eine Stilllegung der sieben besonders gefährdeten Atomkraftwerke (Brunsbüttel, Philippsburg 1, Isar 1, Biblis A und B, Neckarwestheim 1 und Unterweser) sei „die logische Konsequenz“ [RP 2008].

Zusammenfassend ist festzustellen: Das Vernebelungskonzept ist bei einem gezielten Terroranschlag mit einem Verkehrsflugzeug höchstens dazu geeignet, bei einem Sichtanflug die Trefferwahrscheinlichkeit für einen bestimmten Aufschlagpunkt zu verringern. Selbst dieser Effekt kann aber nur wirksam werden, wenn der Nebel rechtzeitig ausgelöst werden könnte. Dies ist aber bei der Nähe der bundesdeutschen Atomkraftwerke zu Flughäfen und Flugrouten höchst zweifelhaft. Davon abgesehen, haben die älteren Anlagen keine oder nur eine sehr geringe Auslegung gegen Flugzeugabsturz, weshalb kein bestimmter Aufschlagpunkt getroffen werden muss. Die Wahrscheinlichkeit, dass der Absturz in einen schweren Unfall mündet, wird deshalb bei Altanlagen durch die Vernebelung praktisch nicht verringert. Inwiefern dies bei neueren Reaktoren ein für die Bewertung relevanter Effekt wäre, kann in diesem Rahmen nicht bewertet werden. Auch die einzig verbliebene „Nachbesserung“ Mehrfachauslösung der Vernebelung verändert die Situation nicht. Durch diese erhöhen sich vielmehr die negativen Folgen einer Vernebelung (Behinderung der Rettungsmaßnahmen nach einem erfolgten Angriff und Unterstützung eines Bodenangriffs).

### 8.5 Besondere Situation Isar 1

Der Betreiber von Isar 1 hat für den Reaktor als konkretes Schutzkonzept gegen einen gezielten Absturz eines Verkehrsflugzeuges vorgeschlagen [BLT 2004a]:

- ◆ Temporäre Einnebelung,
- ◆ Brandschutztechnische Ertüchtigung und
- ◆ Verstärkungen im anlageninternen Notfallschutz.

Die praktische Wirkungslosigkeit der Vernebelung wurde in Kapitel 8.4 dargelegt. Seit dem die von den Energieversorgungsunternehmen als Pilotprojekt betriebene Installation von Nebelwerfern im Atomkraftwerk Grohnde im Jahr 2007 abgeschlossen wurde, ist nicht bekannt geworden, dass an einem anderen Standort diesbezügliche Arbeiten begonnen haben. Für den Standort Isar 1 werden von der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde angeblich zurzeit die Antragsunterlagen geprüft. Das Staatsministerium bestätigt, dass die Vernebelung nur *„einen begrenzten Beitrag zur Verringerung der Trefferwahrscheinlichkeit leistet“* [BSMUG 2009e]. Es scheint ungewiss, ob die Nebelwerfer je installiert werden.

Die beiden anderen vom Betreiber vorgesehenen Maßnahmen (Brandschutztechnische Ertüchtigung, Verbesserungen im anlageninternen Notfallschutz) haben ebenfalls nur sehr be-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

grenzte Einwirkungsmöglichkeiten. Sie wären sinnvoll und könnten Folgeschäden (vor allem durch einen langandauernden Brand) vermindern, wenn Isar 1 weitgehend gegen den Absturz ausgelegt wäre. Das ist aber, wie bereits dargestellt, nicht der Fall.

Das Atomkraftwerk Isar 1 ist etwa 60 km vom Großflughafen in München entfernt. Im Jahr 2008 wurden dort rund 430 000 Flugzeugbewegungen registriert, das entspricht rund 1.150 Starts und Landungen am Tag [FM 2009].

Eine Passagiermaschine legt bei einer Reisegeschwindigkeit von 700 bis 750 km/h rund zwölf Kilometer pro Minute zurück. Die Distanz zwischen Flughafen und Isar 1 wäre in etwa 5 Minuten zurückzulegen. Wenn ein dort an- oder abfliegender Flugzeug Kurs auf das AKW nimmt, beträgt die Vorwarnzeit also nur wenige Minuten.

Die Vorwarnzeit kann aber sogar noch kürzer sein. Im Abstand von ca. 1 km vom Reaktor befinden sich zwei Flugrouten. Im Jahr 2004 benutzten durchschnittlich 127 Verkehrsflugzeuge aller Flugzeugtypen pro Tag diese Routen. Im Horizontalflug benötigt ein Verkehrsflugzeug nur 10 bis 15 Sekunden bis zum Reaktor. Außerdem führt eine Warteschleife des Münchner Flughafens um dieses AKW herum, die allerdings nur ausnahmsweise genutzt wird [BLT 2004b]. Bei diesen Bedingungen wird weder die rechtzeitige Auslösung der Vernebelung möglich sein, noch können militärische Abwehrmaßnahmen rechtzeitig erfolgen. Im Falle eines Selbstmordanschlags nach dem „Vorbild“ der Anschläge vom 09.11.2001 wäre für Isar 1 jede Gegenmaßnahme aussichtslos.

Am 30. März 1988 stürzte nur 1,5 km von Isar 1 entfernt ein schnell fliegender Militärflugzeug (Mirage) ab [BLT 1988b, BEZE 1999]. Die Wahrscheinlichkeit für einen Anlagentreffer wird in bundesdeutschen Genehmigungsverfahren mit etwa  $10^{-10}$  pro Jahr und  $m^2$  angegeben. Im Sicherheitsbericht zur Errichtung von Isar 1 ging der Reaktorbauer von  $1,6 \cdot 10^{-7}$  als Wahrscheinlichkeit aus [KWU 1975]. Der Eintritt des Unwahrscheinlichen war bei dem Mirage-Absturz also schon nicht weit entfernt. Für den gezielten Absturz eines Verkehrsflugzeuges kann keine Wahrscheinlichkeit angegeben werden, da es sich um eine bewusste menschliche Tat handelt. Die Bedrohung durch den Terrorismus ist real, so dass sie für die Erlaubnis zum Betrieb eines Atomkraftwerkes berücksichtigt werden muss.

## **8.6 Mögliche Auswirkungen eines gezielten Flugzeugabsturzes auf Isar 1**

### **8.6.1 Absturz auf das Reaktorgebäude**

Beim Absturz eines Verkehrsflugzeugs<sup>10</sup> auf das Reaktorgebäude vom Atomkraftwerk Isar 1 ist mit einer großflächigen Zerstörung des Gebäudes zu rechnen. Laut der in Kapitel 8.3 genannten GRS-Studie wird die Beherrschbarkeit dieses Ereignisses als fraglich eingestuft. Eine Nichtbeherrschbarkeit bedeutet, dass der Ereignisablauf in einen Kernschmelzunfall mündet. In diesem Fall kann der gefährlichste Kernschmelzunfall resultieren: eine Kernschmelze mit offenem Containment.

Die radioaktiven Freisetzungen sind für dieses Unfallszenario besonders hoch und erfolgen zudem besonders früh und schnell (innerhalb weniger Stunden).

Die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B“ der Gesellschaft für Reaktorsicherheit untersuchte 1989 im Auftrag der Bundesregierung das Störfallverhalten von Kernkraftwerken und die damit verbundenen Folgen. Referenzanlage war der Druckwasserreaktor Biblis B. Laut der Risikostudie hängt das Ausmaß der nach einem Kernschmelzunfall freigesetzten radioaktiven Stoffe entschieden von der Schutzfunktion des Sicherheitsbehälters (Containments) ab. Mindestens 50 % bis maximal 90 % der leicht flüchtigen Nuklide (Jod, Cäsium, Tellur) können nach einem Kernschmelzunfall mit frühzeitigem Versagen des Containments freigesetzt werden [GRS 1989].

Als Reaktion auf die Ergebnisse der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B“ beauftragte die schleswig-holsteinische Landesregierung eine Studie zu den Auswirkungen eines schweren Reaktorunfalls auf den Katastrophenschutz.

Referenzanlage der schleswig-holsteinischen Studie war der Siedewasserreaktor Krümmel. Da die Unfallabläufe der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ für einen Druckwasserreaktor (Biblis B) ermittelt wurden, war eine direkte Übertragbarkeit der Ergebnisse nicht gegeben. Bei dem in der Studie postulierten Unfallablauf findet die Kernschmelze bei bereits offenem Containment statt. Als Freisetzungsanteile wurden für Jod und Cäsium 10 % bis 90 %, für Tellur 10 % bis 78 %, für Barium 0,02 % bis 2,4 % und für Plutonium und Curium 0,002 % bis 0,8 % ermittelt [ÖKO-INST 1990].

Im Rahmen einer Greenpeace-Studie wurden die potenziellen Auswirkungen eines schweren Unfalls im Atomkraftwerk Isar 1 auf die Bevölkerung der näheren Umgebung ermittelt. Dabei wurden insbesondere die zu erwartenden Konsequenzen für drei Personen betrachtet, die in

---

<sup>10</sup> Die hier angestellten Überlegungen gelten für Passagier- und Frachtflugzeuge gleicher Größe. Frachtflugzeuge werden bisher selten in die Diskussion einbezogen. Das ist nachlässig, da sich alle bisher diskutierten Luftfahrtsicherheitsmaßnahmen auf Passagierflugzeuge beziehen. Verkehrsflugzeug soll hier Synonym für beide Typen sein.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

einer Entfernung von etwa 2 km (Niederaichbach), 4 km (Wörth a. d. Isar) und 15 km (Kumhausen) wohnen [GREENPEACE 2009].

Für die Bestimmung der Unfallfolgen wurde der Mittelwert der o.g. Freisetzungsteile angesetzt. Das kann für einen Angriff mit einem Verkehrsflugzeug aufgrund der großflächigen Zerstörung des Containments einerseits und einer die Freisetzung stark fördernden Treibstoffbrandes andererseits eher unterschätzend sein.

Bei der folgenden Betrachtung wurden zudem weder die zu deutlich höherem Kerninventar führenden hohen Entladeabbrände in Isar 1 berücksichtigt, noch eine zusätzliche Freisetzung aus dem Brennelement-Lagerbecken. Insofern sind insgesamt noch weitaus höhere Freisetzungen möglich als in der Greenpeace-Studie angesetzt.

Mithilfe eines Ausbreitungsprogramms wurden die Boden- und Luftkontaminationen in Abhängigkeit von der Entfernung ermittelt. Die Ausbreitungsrechnungen wurden für meteorologische Szenarien ohne Niederschlag und für solche mit einem kontinuierlichen Niederschlag (5 mm/h) durchgeführt. Als weitere Parameter der Ausbreitungsrechnungen wurden die häufigste Diffusionsklasse (D) am Standort Isar 1 sowie eine geringe (1 m/s) und eine mittlere Windgeschwindigkeit (4 m/s) gewählt. Beide treten am Standort Isar häufig auf.

Zur Berechnung der potenziellen Strahlenbelastung wurden nur eine äußere Strahlenexposition durch Bodenstrahlung sowie eine innere Strahlenexposition durch Inhalation berücksichtigt. Es werden zudem nur die Nuklide betrachtet, von denen der größte Beitrag zur Strahlenexposition erwartet wird.

An den drei oben genannten Wohnorten errechneten sich damit Strahlendosen, die deutlich über dem Eingreifrichtwert von 100 mSv in 7 Tagen für die Maßnahme „Evakuierung“ liegen. Der Eingreifrichtwert wird in Niederaichbach maximal um das 4.000-Fache, in Wörth a. d. Isar maximal um das 900-Fache und in Kumhausen maximal um das 120-Fache überschritten.

Auch der Eingreifrichtwert von 100 mSv in einem Jahr für die Maßnahme „langfristige Umsiedlung“ wird an allen drei Orten erheblich überschritten: Niederaichbach maximal 38.000-fach, Wörth a. d. Isar maximal 8.000-fach, Kumhausen maximal 170-fach.

Daraus kann gefolgert werden, dass im Falle eines schweren Reaktorunfalls im AKW Isar 1 und bei Winden in Richtung dieser Orte die dortige Bevölkerung sowohl sofort evakuiert als auch langfristige umgesiedelt werden muss.

Das verwendete Ausbreitungsmodell ist in erster Linie für die Berechnung von Strahlenbelastungen in der näheren Umgebung von Atomkraftwerken (bis etwa 20 km) geeignet. Berechnungen für größere Entfernungen sind nur als ungefähre Abschätzung zu betrachten. Anhand dieser Abschätzung sind allerdings für beide niederschlagsfreien meteorologischen

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Szenarien bis in eine Entfernung von mehr als 100 km Strahlendosen zu erwarten, die eine sofortige Evakuierung und eine langfristige Umsiedlung der Bevölkerung erforderlich machen. (Im Falle eines – wie hier angenommenen – starken Niederschlags werden die radioaktiven Stoffe bereits in den ersten Kilometern aus der Wolke ausgewaschen. Dadurch werden die Bodenkontaminationen in der näheren Umgebung extrem hoch.)

Auf Grundlage der ermittelten Strahlendosen erfolgte auch eine Abschätzung der potenziellen Gesundheitsfolgen für die Bevölkerung. Die Strahlenexpositionen nach einem derartigen Unfall hängen vor allem davon ab, wann die eingeleiteten Katastrophenschutzmaßnahmen greifen. Aufgrund der raschen Freisetzung steht nur sehr wenig Zeit für die Evakuierung der Bevölkerung zur Verfügung.

Sollte es nicht gelingen, die in Niederaichbach und Wörth a. d. Isar wohnende Bevölkerung vor Durchzug der radioaktiven Wolke zu evakuieren, erhalten diese bei einem Aufenthalt im Freien bei allen hier betrachteten meteorologischen Szenarien eine tödliche Dosis. Dieses gilt bei niedriger Windstärke ohne Niederschlag selbst für die Bevölkerung in Kumhausen.

Bei einer Windstärke von 4 m/s ist die errechnete Strahlenbelastung durch Inhalation bei Durchzug der radioaktiven Wolke bis in eine Entfernung von 9 km höher als 7.000 mSv und deshalb tödlich. Die Wolke benötigt für diese Entfernung etwa eine halbe Stunde. Bei der geringen Windstärke von 1 m/s ist die potenzielle Inhalationsdosis sogar bis in eine Entfernung von 18 km tödlich, die Zeit bis zum Eintreffen der Wolke beträgt dann allerdings etwa zwei Stunden. Noch in Entfernungen von 15 km (Windstärke 4 m/s) bzw. 25 km (1m/s) beträgt die potenzielle Inhalationsdosis mehr als 4.000 mSv. Dieser Dosis lässt sich eine Überlebenswahrscheinlichkeit von 50 % zuordnen.

Die Konzentration der radioaktiven Stoffe in der Luft ist insbesondere in Niederaichbach und Wörth so hoch, dass selbst bei einem Aufenthalt in einem Gebäude die Inhalationsdosis extrem hoch sein kann. Bei geschlossenen Fenstern liegt der Schutzfaktor eines Gebäudes gegenüber einer inneren Exposition durch Inhalation zwischen 2 und 5 [BFS 1999]. Das heißt, die mögliche Strahlenbelastung durch Inhalation würde sich bei einem Aufenthalt im Gebäude gegenüber einem Aufenthalt im Freien um den Faktor 2 bis 5 reduzieren. Bei einem mittleren Schutzfaktor von 3,5 ergeben sich bei niedriger Windstärke selbst bei einem Aufenthalt im Gebäude bis in Entfernungen von 8 km tödliche Inhalationsdosen.

Bei dem betrachteten Unfallszenario bleibt nur eine sehr kurze Zeitspanne zwischen Unfallereignis und Freisetzung (wenige Stunden). Es ist plausibel anzunehmen, dass vor Beginn der Freisetzung – wenn überhaupt – nur für die Bevölkerung der näheren Umgebung des Atomkraftwerks die Durchführung der Maßnahme „Evakuierung“ möglich ist und sich die Bevölkerung ab einer Entfernung von 15 km (z. B. Kumhausen) aufgrund der angeordneten Maßnahme „Aufenthalt in Gebäuden“ in ihren Häusern aufhält und dort bis zur Evakuierung verbleibt. Sie wären dann vor einer sofort tödlichen Dosis weitgehend geschützt.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Allerdings sind Leben und Gesundheit durch die Spätfolgen der radioaktiven Strahlung bedroht. Rechnerisch besteht für die Bevölkerung ein deutlich erhöhtes Risiko, eine tödliche Krebserkrankung zu erleiden. Bleibt die Strahlendosis unter einer Dosis von ca. 500 mSv, tritt zwar wahrscheinlich kein akuter Fröhschaden auf, eine spätere tödliche Leukämie- oder Krebserkrankung ist jedoch nicht unwahrscheinlich. Mithilfe eines sogenannten Risikofaktors kann die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten einer tödlichen Krebserkrankung angegeben werden. Der Risikofaktor ist mit großen Unsicherheiten behaftet. International anerkannt ist zurzeit ein numerisches individuelles tödliches Krebsrisiko nach ICRP-Report Nr. 60 (ICRP=International Commission on Radiological Protection) aus dem Jahr 1991. Dort wird von einem Risiko einer tödlichen Krebserkrankung in Höhe von 5 % pro Sievert der erhaltenen Strahlendosis ausgegangen.

Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) weist auf seiner Homepage statt auf den (veralteten) Risikofaktor der IRCP 60 auf einen Bericht des Wissenschaftlichen Komitees der Vereinten Nationen über die Wirkung der Atomstrahlung (UNSCEAR) aus dem Jahr 2000 hin. Auf der Grundlage der verfügbaren epidemiologischen Daten beträgt das Risiko, nach einer akuten Dosis von 10 mSv an Krebs zu sterben, für Männer 0,09 % und für Frauen 0,13 %. Das entspräche Risikofaktoren von 9 % bzw. 13 % pro Sievert [BFS 2008].

Für eine Person in Kumhausen ergibt sich bei einer Windgeschwindigkeit von 1 m/s hinsichtlich akuter Strahlenschädigung zwar eine Überlebenswahrscheinlichkeit von 70 %, hinsichtlich der Langzeitfolgen aber ein zusätzliches Risiko für eine tödliche Krebserkrankung von 14 % (nach IRCP 60) bzw. 26 % (nach UNSCEAR-Bericht).

Die ermittelten Wahrscheinlichkeiten sind, wie oben ausgeführt, mit großen Unsicherheiten behaftet und können nur zur Orientierung dienen. Es lässt sich aber in jedem Fall feststellen: Falls die Bevölkerung nicht vor Durchzug der radioaktiven Wolke evakuiert werden kann, besteht nach einem schweren Unfall im AKW Isar 1 für jede Person der Bevölkerung – sofern sie nicht den akuten Strahlenschädigungen zum Opfer gefallen ist – ein deutlich erhöhtes Risiko, eine tödliche Krebserkrankung zu erleiden. Hinzu kommt ein erhöhtes Risiko einer nicht tödlichen Krebserkrankung<sup>11</sup> und des Auftretens von Erbschäden [BFS 2008].

Aber selbst, wenn es gelingt, die Bevölkerung durch eine sofortige Evakuierung vor schweren Strahlenschäden zu bewahren, würden sie von den Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf Isar 1 erheblich betroffen sein. Aufgrund der hohen Bodenkontaminationen müssten sie langfristig, d. h. für Jahrzehnte, umgesiedelt werden.

---

<sup>11</sup> Die strahleninduzierte Wahrscheinlichkeit an Krebs zu erkranken ist doppelt so hoch, wie an Krebs zu sterben.

### **8.6.2 Absturz auf das Maschinenhaus oder das Schaltanlagegebäude**

Im Kapitel 8.6.1 konzentriert sich die Beschreibung der Folgen des Absturzes eines Verkehrsflugzeuges auf das Reaktorgebäude. Wichtige Betriebs- und Sicherheitssysteme befinden sich aber auch in den angrenzenden Gebäuden, dem Maschinenhaus und dem Schaltanlagegebäude.

Im Maschinenhaus befinden sich als wichtigste Komponenten die Turbine, der Generator und die Kondensatoren. Da Siedewasserreaktoren nur einen Kreislauf besitzen, wird die Turbine mit radioaktivem Dampf betrieben, der anschließend im Kondensator verflüssigt wird und bei Isar 1 über den Speisewasserbehälter wieder in den Reaktor zurückgeleitet wird. Das heißt, im Maschinenhaus befinden sich Teile des Frischdampf- und des Speisewasserleitungssystems.

Das Schaltanlagegebäude enthält die Warte, die elektrischen Schaltanlagen, die Rechnerräume, die Elektronikräume und die Gebäudelüftungsanlagen. Im Keller, und dadurch relativ gut gegen Einwirkungen von außen geschützt, befindet sich eine Teilsteuerstelle für den Reaktor.

Das Reaktorgebäude liegt zentral in einem Gebäudekomplex mit Maschinenhaus, Schaltanlagegebäude und Werkstätten (siehe Abbildung 2-2). Es ist aufgrund des hohen Abluftkamins bereits von Weitem sehr gut identifizierbar. Da Maschinenhaus und Schaltanlagegebäude mehr oder weniger konventionellen Industriegebäuden entsprechen, dass heißt nicht gegen den Aufprall von größeren Flugobjekten ausgelegt sind [KWU 1975], wird das Flugzeug Dach und Wände weitgehend zerstören.

Eine Boeing 747 besitzt z. B. vier Triebwerke. Die beiden äußeren Triebwerke haben über die Tragflügel einen Abstand von etwa 40 m. Falls dieses Verkehrsflugzeug in den Gebäudekomplex gelenkt wird, wird wegen der Gebäudeanordnung und der Größe des Flugzeugs für fast alle Anflugorientierungen das Reaktorgebäude von dem Aufprall immer mit betroffen sein. Die Flugzeugteile mit der größten Massendichte (Triebwerke) werden durch die Wände der in diesem Fall vorgelagerten Gebäude nur wenig abgebremst. Es ist eher unwahrscheinlich, dass keines dieser Triebwerke die Wand des Reaktorgebäudes durchdringt. Das gilt in abgeschwächter Weise auch für andere Flugzeugstrukturen. Ein wahrscheinlich dem Absturz folgender Kerosinbrand kann sich deshalb bis in das Reaktorgebäude ausbreiten.

Die im Sicherheitsbericht für Isar 1 erwähnte, gegen Flugzeugabsturz gesicherte Teilsteuerstelle im Keller unterhalb des Betriebsbereiches des Schaltanlagegebäudes [KWU 1975] ist gegen einen Flugzeugabsturz dieser Art kein zusätzlicher Schutz. Sofern die Einrichtung überhaupt noch betriebsbereit ist, ist fraglich, ob sie unter den dann gegebenen Bedingungen überhaupt personell besetzt werden kann. Selbst wenn, dürften aber kaum steuernde Eingriffe möglich sein. Es kann auch nicht ausgeschlossen werden, dass bei einer Zerstö-

rung des Schaltanlagegebäudes die Funktion der erforderlichen Sicherheitseinrichtungen nicht mehr möglich ist.

Das durch den Absturz des Großraumflugzeuges verursachte Schadensausmaß wird erheblich sein, so dass möglicherweise der bei Isar 1 vorhandene redundante Aufbau der Notstromdiesel [KWU 1975] und die diversitäre Notstromversorgung durch das Wasserkraftwerk Niederaichbach [KTA 1997] zwar die erforderliche Stromversorgung bereit stellen können, aber die interne Stromversorgung dennoch zumindest teilweise ausfällt und eine Kernschmelze nicht verhindert werden kann.

Der in der GRS-Studie postulierte nicht beherrschbare Ereignisablauf ist also für jeden Treffer auf den Gebäudekomplex wahrscheinlich. Die Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe hängt entscheidend von der Integrität des Sicherheitsbehälters im Reaktorgebäude ab. Aufgrund der Auslegungsschwäche der SWR`69 mündet nahezu jeder Kernschmelzunfall in ein Versagen des Sicherheitsbehälters und damit in eine katastrophal hohe Freisetzung. Das heißt, auch wenn der Sicherheitsbehälter nicht unmittelbar durch die mechanische Einwirkung eines Flugzeugabsturzes beschädigt wird, sind gravierende Folgen zu erwarten.

Anzumerken ist noch, dass selbst für den Fall, dass durch die Folgen eines Flugzeugabsturzes nur die Freiluftschaltanlage beschädigt werden würde und so oder anderweitig die externe Stromversorgung für den Reaktor ausfällt, ein folgenschwerer Unfall nicht vollständig auszuschließen ist. Grund sind die Auslegungsdefizite und die Störanfälligkeit des dann zur Störfallbeherrschung erforderlichen Notstromsystems (siehe Kapitel 5.3). Welche Probleme durch den Ausfall der externen Versorgung auftreten können, hat der Störfall 2006 in Forsmark gezeigt. In Folge eines Fehlers in der Freiluftschaltanlage hat es dort eine Kette von Fehlfunktionen in Sicherheitseinrichtungen gegeben, die auch zum Ausfall von Redundanzen zur Kühlung des Reaktorkerns führte.

### **8.6.3 Brennelement-Lagerbecken**

Ein terroristischer Angriff, kann auch ohne Zerstörung des Sicherheitsbehälters und ohne Auslösung einer Kernschmelze im Reaktor zu drastischen Auswirkungen führen. Hierfür ist nicht unbedingt ein großes Verkehrsflugzeug erforderlich. Es gibt auch konventionelle Waffen, mit denen ein vergleichbares Unfallszenario verursacht werden kann. Ein gezielter Sprengstoffanschlag auf das Reaktorgebäude oder ein Mehrfachbeschuss des Reaktorgebäudes mit einer Panzerfaust können ein vergleichbares Unfallszenario auslösen, wie das im Folgenden für einen gezielten Flugzeugabsturz beschriebene Szenario.

In der oben beschriebenen GRS-Studie wird für SWR`69 zusätzlich hervorgehoben, dass ein Treffer auf das Dach des Reaktorgebäudes neben Freisetzungen aus dem Reaktor auch zu erheblichen Freisetzungen aus dem Brennelement-Lagerbecken führen kann [BMU 2002c].

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Es sind schwere Schäden am Brennelement-Lagerbecken möglich, die ein Ausfließen des Kühlmittels (Wasser) zur Folge haben können. Dadurch kommt es – aufgrund der Nachzerfallswärme – zu einem Aufheizen der darin gelagerten Brennelemente. Sind die Brennelemente noch nicht lange aus dem Reaktor entladen, weisen sie noch eine relativ hohe Wärmeleistung auf und können sich innerhalb weniger Stunden auf eine Temperatur von 900° C aufheizen. Ab dieser Temperatur können die Brennelement-Hüllrohre, die aus Zircaloy bestehen, in Reaktion mit Luft anfangen zu brennen. Das entstehende Feuer ist sehr heiß und mit Wasser nicht zu löschen. Es kann im Becken auf ältere Brennelemente übergreifen, die sich nicht so rasch selbst aufheizen würden. Somit kann das gesamte Inventar des Lagerbeckens schmelzen [ALVAREZ 2003].

Die Entzündung von Zircaloy an Luft wird gefördert, wenn bei einem Terrorangriff auch die Brennelemente im Becken beschädigt werden, etwa durch fallende Trümmer oder Splitter. Kleine Zircaloy-Späne können sich bereits bei Temperaturen um 200° C entzünden.

Bei einem Kühlmittelverlust im Lagerbecken steht für Interventionen nur wenig Zeit zur Verfügung, bestenfalls einige Stunden. Theoretisch wäre vorstellbar, dass Maßnahmen zur Kühlung improvisiert werden können. Allerdings sind Interventionen praktisch nahezu unmöglich. Sobald das Wasser aus dem Becken ausgeflossen ist, fällt nicht nur die Kühl-, sondern auch die Abschirmwirkung des Wassers weg. In der Umgebung des Beckens, aber auch in anderen Bereichen des Gebäudes, steigt die Strahlung drastisch an. Am Rande des Beckens werden Dosisleistungen von ca. 100 Sv/h erreicht. Noch in 10 m Entfernung sind Dosisleistungen im Bereich von 1 Sv/h möglich [ALVAREZ 2003]. In der Nähe des Beckens kann bereits eine Verweildauer von Minuten tödlich sein.

Eine Gegenüberstellung der Dosisgrenzwerte für Feuerwehr und Polizei verdeutlicht die Schwierigkeiten bei den Interventionsmaßnahmen. Die Grenzwerte betragen 0,1 Sv pro Einsatz (Feuerwehr) bzw. 0,1 Sv pro Jahr (Polizei). Für den Einsatz zur Rettung von Menschenleben beträgt dieser 0,25 Sv und kann bei der Feuerwehr in besonderen Fällen überschritten werden [BFS 1999].

Die Höhe der Freisetzungen für dieses Szenario wurde bisher weder experimentell noch durch genauere Analysen bestimmt. Orientierungswerte liefert jedoch eine US-Untersuchung, laut dieser werden 10 % bis 100 % des Cäsium-Inventars des Beckens aus dem Gebäude freigesetzt [ALVAREZ 2003]. Mit Ausnahme der kurzlebigen sind Freisetzungen für alle radiologisch relevanten Radionuklide in der gleichen Größenordnung wie aus einem geschmolzenen Reaktorkern. Dementsprechend sind auch die Auswirkungen auf die Bevölkerung vergleichbar.

## 8.7 Konsequenzen

Das Risiko<sup>12</sup> des Weiterbetriebes ist für den Reaktor Isar 1 aufgrund der bestehenden Auslegungsdefizite unverträglich hoch. Das gilt insbesondere wegen des in Kapitel 8.6 dargestellten extrem hohen Schadensausmaßes im Falle eines schweren Unfalls.

Das oben genannte Urteil des Bundesverwaltungsgerichts ist hier einschlägig. Die Behörden müssen handeln. *„Sollten geeignete nachträgliche Auflagen nicht verfügbar sein, weil sich baulich-technische oder organisatorische Maßnahmen als nicht realisierbar oder als tatsächlich nicht wirksam erweisen, müssen die Atomaufsichtsbehörden auf Grund ihrer Schutzpflicht aus Art. 2 Abs. 2 S. 1 GG deshalb –drittens – in die Prüfung des Genehmigungswiderrufs auf der Grundlage von § 17 Abs. 3 Nr. 2 AtG eintreten“* [ZIEHM 2008].

---

<sup>12</sup> Risiko = Produkt aus Eintrittswahrscheinlichkeit und Schadensausmaß.

## 9 Werkstoffprobleme bei Rohrleitungen

Bei den Siedewasserreaktoren der Baulinie SWR`69 treten seit der Inbetriebnahme (und teilweise bereits während der Bauphase) bis heute Werkstoffprobleme an Rohrleitungen und Komponenten auf. Für die vier SWR`69 wurde in ca. 160 Meldungen direkt die Feststellung von Rissen, Anrissen oder Abrissen genannt [BMI 1977-1985; BMU 1985-2008]. Dabei ist zu berücksichtigen, dass eine Meldung oft für mehrere Risse in einer Rohrleitung oder ähnliche Risse in mehreren Komponenten erfolgt. Außerdem sind festgestellte Risse nicht immer meldepflichtig. In einem zu den Rissmeldungen vergleichbaren Umfang gab es Meldungen zu Leckagen, die zum großen Teil auch auf Risse zurückzuführen sind (beispielsweise, wenn sie an Schweißnähten auftreten). Insgesamt ist also die Zahl der Werkstoffschäden viel größer als es die Zahl der meldepflichtigen Ereignisse wiedergibt. In Anhang 2 dieser Stellungnahme sind beispielhaft die Rissmeldungen für den Reaktor Isar 1 zusammengestellt.

Isar 1 besitzt wie alle Siedewasserreaktoren nur einen Kühlkreislauf. Das Kühlwasser wird im Reaktordruckbehälter verdampft. Aus dem Reaktordruckbehälter kommend verlässt der radioaktive Dampf den Sicherheitsbehälter und gelangt zur Turbine im Maschinenhaus. Damit sind zwei wesentliche Probleme verbunden:

- ◆ Ein Rohrbruch oder eine Leckage am Kühlkreislauf im Maschinenhaus führt zu einer Freisetzung des radioaktiven Dampfes in dieses Gebäude. Die Menge der in das Gebäude freigesetzten Radioaktivität bleibt nur dann begrenzt, wenn bestimmte Ventile und so genannte Durchdringungsabschlüsse des Sicherheitsbehälters einwandfrei funktionieren. Andernfalls würde ein Großteil des Kühlkreislaufinhalts freigesetzt. Vom Maschinenhaus wird der Dampf an die Umwelt abgegeben. Dies erfolgt zwar über Filter, die abgeleitete Radioaktivität wäre aber dennoch erhöht.
- ◆ Kommt es durch einen Rohrbruch außerhalb des Sicherheitsbehälters zu einem Kühlmittelverlust, kann das verlorene Kühlmittel nicht wieder in die Notkühlsysteme zurückgeführt werden. Bei einem erheblichen Kühlmittelverlust kann ein Kernschmelzunfall drohen.

Angesichts dieser grundlegenden Schwachstelle von Siedewasserreaktoren ist die Rissproblematik im AKW Isar 1 sicherheitstechnisch hoch relevant.

Von Rissbefunden betroffen waren bzw. sind sowohl ferritische als auch austenitische Rohrleitungen. Die Schadensursachen sind vielfältig. Im Folgenden werden die drei für SWR`69 relevantesten Risstypen detaillierter betrachtet.

## **9.1 Dehnungsinduzierte Risskorrosion in ferritischen Rohrleitungen**

### **9.1.1 Auftreten dehnungsinduzierter Risskorrosion**

Die konzipierte kompakte Bauweise der SWR `69 mit dem räumlich relativ kleinen Sicherheitsbehälter hatte auch Auswirkungen auf die Rohrleitungen. Es wurde für einen Teil der Rohrleitungen, darunter so sicherheitstechnisch bedeutsame wie Frischdampf- und Speisewasserleitungen, ein ferritischer Feinkornbaustahl mit der Bezeichnung 17 MnMoV 64 (Industriebezeichnung WB 35) eingesetzt. Für diesen Werkstoff wurden im Vergleich zu sonst üblichen ferritischen Stahlsorten oder zu austenitischen Werkstoffen geringere thermische Spannungen im Werkstoff erwartet, was die vermeintliche Einsparung von Arbeitsschritten nach dem Schweißen ermöglichte. Vor allem waren aber geringere Wandstärken für die Rohrleitungen und damit eine erhebliche Verringerung des Materialeinsatzes sowie die kompakte Bauweise möglich.

Nach der Inbetriebnahme wurden im Reaktor der Baulinie SWR`69 in Philippsburg 1 bei speziellen Prüfungen Anzeigen entdeckt, die zum größten Teil als Risse identifiziert wurden. Später wurden entsprechende Risse auch in Isar 1 und Brunsbüttel gefunden. Wegen der Dünnwandigkeit der Rohre konnten mit der damals vorhandenen Technik für zerstörungsfreie Prüfung weder vor der Inbetriebnahme in bestimmten Bereichen der Schweißnähte bereits vorhandene Fehler, noch Anfänge von betriebsbedingten Rissen bei den wiederkehrenden Prüfungen detektiert werden. Anzeigen bei der Röntgendurchstrahlungsprüfung wurden nicht als Risse erkannt und mit den üblichen Ultraschallprüfmethoden konnte in vielen Bereichen der Schweißnähte wegen Ankopplungsproblemen nicht gemessen werden. Erst größere Risse wurden dann durch Undichtheiten oder andere wiederkehrende Prüfungen festgestellt. Sie befanden sich hauptsächlich in Schweißnähten, aber auch in Grundwerkstoff von Rohrleitungen.

Da die Risse nach einiger Betriebszeit festgestellt wurden, ergab sich die Diskussion, ob sie herstellungsbedingt oder betriebsbedingt entstanden sind. Zumindest das Risswachstum wurde aber zum großen Teil als betrieblich bedingt angesehen [MPA 1987].

### **9.1.2 Ursachenanalyse**

Als Ergebnis von Untersuchungsprogrammen wurden als Ursachen für die festgestellten Risse herstellungsseitig die Empfindlichkeit des verwendeten Werkstoffs bei der Verarbeitung, vor allem auch beim Schweißen, und die nicht erfolgte Beseitigung oder Abschwächung von Kantenversatz, Wurzelkerben und Härtezonen als mögliche Ausgangspunkte bzw. förderlich für die Initiierung von Rissen genannt. Im Betrieb kann die verhältnismäßig geringe Plastifizierbarkeit (bleibende Verformbarkeit) des Werkstoffs im Fall größerer Bean-

spruchung zu Rissen führen. Die mangelnde bzw. teilweise nicht mögliche Prüfbarkeit von Schweißnähten der Rohrleitungen hat die Probleme drastisch verstärkt.

Das Werkstoffverhalten während der Verarbeitung sowie transiente Beanspruchungen während des Betriebes verursachten dehnungsinduzierte Risskorrosion und ermüdungsbedingte Schwingungskorrosion [BERG 1990].

### **9.1.3 Abhilfemaßnahmen**

Die in einem SWR`69 mehr oder weniger zufällig festgestellten Risse in den ferritischen Rohrleitungen haben zu systematischen Untersuchungen in diesem Reaktor und zu Nachuntersuchungen in den anderen SWR`69 geführt. Ferner wurden von der Material-Prüfungsanstalt in Stuttgart (MPA) zerstörende Untersuchungen an Rohrleitungsteilen durchgeführt. Diese intensivere Prüfung der Rundschweißnähte von ferritischen Rohrleitungen hatte die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) nach den ersten Meldungen zu Rissen empfohlen [RSK 1978].

Bei den Prüfungen der Rohre wurden viele Risse festgestellt. Durchgeführte Nachbetrachtungen früherer Röntgendurchstrahlungsaufnahmen ergaben Fehlinterpretationen von Anzeigen bei der erstmaligen Auswertung. Die Untersuchungen der MPA hatten zum Ergebnis, dass unkontrolliertes Risswachstum möglich ist und wegen der Geometrie der Rohre mit wiederkehrender Prüfung möglicherweise nicht rechtzeitig entdeckt werden kann. Diese Sachlage führte zur RSK-Empfehlung des Austauschs aller ferritischen Rohrleitungen in den Frischdampf- und Speisewassersystemen. Das damals für Reaktorsicherheit zuständige Bundesinnenministerium verlangte entsprechende Maßnahmen in allen SWR`69 durchzuführen [Eckert 1984].

Daraufhin wurde mit dem Austausch der Rohrleitungen bei den noch in Bau befindlichen Reaktoren oder mehr oder weniger kurz nach der Inbetriebnahme der Reaktoren begonnen. Statt des bis dahin eingesetzten Werkstoff wurden die neuen Rohrleitungen aus ebenfalls hochfesten, aber auch zähen ferritischen Stählen mit den Bezeichnungen 15 MnNi 6 3 oder 20 MnMoNi 5 5 gefertigt [A+S 1982]. Die Wanddicken der Rohrleitungen und damit auch der Platzbedarf im ohnehin engen Sicherheitsbehälter wurden dadurch größer.

Die Auswahl des Werkstoffes sowie seine Verarbeitung und die Schweißtechnik sollten zur Vermeidung von Rissen führen. Die Schweißnähte wurden zur Verminderung von Kantenversatz usw. von innen beschliffen. Darüberhinaus wurden betriebstechnische Maßnahmen ergriffen, um die Dehnungsrisskorrosion begünstigende Randbedingungen zu verringern [BERG 1990].

Mit dem Austausch der Rohrleitungen sollte auch eine Heranführung der SWR`69 an den neuen Stand von Wissenschaft und Technik verbunden sein. In der Bundesrepublik war in-

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

zwischen das Basissicherheitskonzept entwickelt und in das kerntechnische Regelwerk integriert worden [RSK 1979].

Das Konzept der Basissicherheit beruht auf der Philosophie, dass durch Qualitätsprüfung und Optimierung bei Konstruktion, Werkstoff und Herstellung von Komponenten von einem hohen Grad an Verlässlichkeit ausgegangen werden kann. Durch betriebliche Belastungen sollen deshalb keine sicherheitstechnisch relevanten Schäden auftreten können. Die Einhaltung der für diese Annahme zugrunde gelegten Betriebsbedingungen wie Temperatur oder Druck wird durch Messungen überwacht. Außerdem wird ein bruchmechanischer Nachweis geführt, in dem die Größe eines unter Sicherheitsgesichtspunkten noch zu tolerierenden Risses ermittelt wird. Es wird davon ausgegangen, dass ein eventuell herstellungsbedingt vorhandener oder auch betrieblich entstandener Riss ein so geringes Risswachstum aufweist, dass die kritische Risslänge während der Betriebsdauer nicht erreicht wird oder vor Überschreitung dieser Größe durch wiederkehrende Prüfungen frühzeitig sicher erkannt werden kann.

Bei Erfüllung dieser Voraussetzungen muss vom Betreiber für die Störfallbetrachtungen nicht mehr der Bruch bzw. der Abriss beispielsweise einer Frischdampfleitung unterstellt werden, sondern nur noch ein Leck („Leck vor Bruch“-Postulat). Für dieses Leck ist die Beherrschbarkeit eines Störfalls nachzuweisen.

Die Nachhaltigkeit des Basissicherheitskonzepts ist allerdings beschränkt, da es auf Wahrscheinlichkeitsannahmen beruht. Ein Bruch wird nicht ausgeschlossen, weil er nach aktuellem Kenntnisstand aus naturwissenschaftlichen und ingenieurtechnischen Gründen nicht auftreten kann. Der Ausschluss erfolgt, weil die Wahrscheinlichkeit dafür, dass ein Riss zu einem Bruch wird, aus Sicht der herrschenden Meinung (siehe z.B. [WIDERA 2009]) hinreichend klein ist.

Außerdem werden bei den während der jährlichen Anlagenrevision durchgeführten wiederkehrenden Prüfungen nicht immer alle Rohrleitungen geprüft. Nach der einschlägigen KTA-Regel 3201.4 müssen die zur Prüfung festgelegten Schweißnähte nur alle 5 Jahre geprüft werden [KTA 2006]. Ebenfalls ist kritisch anzumerken, dass die durchgeführte Überwachung nur einen Teil der für mögliche Schäden verantwortlichen Effekte erfasst. Bestimmte Korrosionsabläufe sind dadurch zum Beispiel nicht abgedeckt.

Nach dem Konzept der Basissicherheit sind in den betriebenen SWR`69 die großen ferritischen Frischdampf- und Speisewasserleitungen innerhalb der druckführenden Umschließung bis zur äußeren Absperrung (teilweise auch darüber hinaus) ausgelegt. „In mehreren deutschen SWR“ gilt dies ebenfalls für die an diese Systeme anschließenden ferritischen Hilfs-, Zudampf-, Entlastungs- und Nachkühlleitungen sowie Turbinen-Hochdruckeinspeiseleitungen [WIDERA 2009].

Nach einer Bewertung des Erfolgs der Austauschmaßnahmen durch die MPA im Jahr 1987 wurden „trotz umfangreicher wiederkehrender Prüfungen an den umgerüsteten Rohrleitungen bis heute keine erneuten korrosionsgestützten Rißbildungen festgestellt. Dieser Umstand zeigt, wie erhofft, daß die Maßnahmen der Basissicherheit, die naturgemäß auch auf Verhütung und Vorsorge gegen Schäden durch Korrosion gerichtet sind, diesen Aspekt technisch bis heute abdecken.“ [MPA 1987]. Die Hoffnungen wurden allerdings nur kurzzeitig erfüllt. Zumindest im Jahr 1998 sind aufgrund dehnungsinduzierter Risskorrosion wieder Risse in basissicheren Rohrleitungen, allerdings außerhalb der Druckführenden Umschließung, in mindestens zwei SWR festgestellt worden [MICHEL 2001]. Das Problem der dehnungsinduzierten Risskorrosion wurde in dieser Veröffentlichung als noch nicht vollständig gelöst bezeichnet.

Nach neueren Betreiberangaben gab es bezüglich Frischdampfleitungssystem einschließlich Zudampf- und Hilfsdampfleitungen, Speisewasserleitungen und Druckentlastungsleitung einerseits in basissicheren ferritischen Rohrleitungen in SWR keine Befunde, das heißt es wurden keine Fehler über einer bestimmten Größe festgestellt. Andererseits wird in gleicher Veröffentlichung ausgeführt „Es sind einzelne DRK-Befunde im Schweißgut von Rohrleitungen aus dem Werkstoff WB 36 festgestellt worden, die eine Sanierung erforderten“ [HOFFMANN 2007]. Wie dieser Widerspruch zustande kommt, konnte anhand der Literatur nicht geklärt werden.

Die 2007 angeführte Fehlerfreiheit ist allerdings auch unabhängig von dem scheinbaren Widerspruch zu relativieren. Laut einer in der Veröffentlichung angegebenen Tabelle wurden bis dahin nur 646 von 895 Schweißnähten geprüft [HOFFMANN 2007].

#### **9.1.4 Dehnungsinduzierte Rissproblematik in Isar 1**

Die Feststellung von Rissen begleitet den Reaktor Isar 1 praktisch seit Baubeginn. Die dehnungsinduzierte Risskorrosion war dabei eine der wesentlichen Schadensursachen.

Noch vor Inbetriebnahme mussten aufgrund von Unregelmäßigkeitshinweisen alle Längs- und Rundschweißnähte des Speisewasserbehälters zusätzlichen Ultraschallprüfungen unterzogen und teilweise neu geschweißt werden [ATW 1978]. Siehe hierzu auch die Aufstellung in Anhang 3.

Ferner wurden während der Inbetriebnahmephase nach einer Druckprobe Anrisse in der Schweißnaht einer Kondensatablaufleitung festgestellt [A+S 1979].

Der Gutachter der Bayerischen Genehmigungsbehörde hat vor der Inbetriebnahme von Isar 1 den Austausch sämtlicher Speisewasserdruckleitungen mit RDB-Stutzen sowie Kondensatablaufleitungen gegen Leitungen mit größerer Wanddicke empfohlen. Allerdings hielt er es für ausreichend, dies im Laufe der Probetriebszeit (ca. 3 Jahre) zu tun [RSK 1978].

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Der Betreiber hat daraufhin die Absicht geäußert, „nach einigen Jahren“ die Speisewasserleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters auszutauschen. Als Grund nannte er allerdings nicht direkt die aufgetretenen Probleme, sondern die Erhöhung der Prüfbarkeit der Rohre und die dadurch mögliche Verkürzung der benötigten Prüfzeit sowie der damit verbundenen Verringerung der Stillstandszeiten [BSMLU 1980b].

Auch in Isar 1 waren die Rohrleitungen von Speisewasser- und Frischdampfsystem aus dem ferritischen Stahl WB 35 gefertigt. Demzufolge galt auch hier die Forderung des Bundesinnenministeriums diese auszutauschen.

### Rohrleitungsaustausch in Isar 1

Gefordert war vom Bundesinnenministerium der Austausch von Speisewasserleitungen, Frischdampfleitungen, Hilfsdampfleitung, Zudampfleitung für die Einspeiseturbine sowie der Entlastungsleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters [ECKART 1984].

In der 7. Teilgenehmigung (TG) zur Errichtung von Isar 1 von 1980 wurde der Austausch eines Teiles der Speisewasserleitungen, der Leitungen zum Zwischenüberhitzer-Kondensat-System, der Entlastungs-, Hilfsdampf- und Zudampfleitung sowie eines Teiles der Frischdampfleitungen ab Herbst 1981 angekündigt. Als Begründung wurden in der Genehmigung lediglich Verbesserungen im Zusammenhang mit wiederkehrenden Prüfungen genannt [BSMLU 1980c].

Mit der 8. TG 1981 wurde der Austausch von Rohrleitungen des Frischdampf- und des Speisewassersystems innerhalb der Druckführenden Umschließung (DFU) und der daran anschließenden Rohrleitungen zum Kondensat-Zulaufgefäß, zu den Sicherheits- und Entlastungsventilen sowie des Hilfsdampfsystems genehmigt [BSMLU 1982; BSMLU 1994a].

Ab September 1981 wurden dann während eines mehrmonatigen Anlagenstillstandes die

- ◆ Frischdampfleitungen von den RDB-Stützen bis zur inneren Absperrarmatur gegen Rohrleitungen aus 20 MnMoNi 5 5
- ◆ Entlastungsleitungen von den Frischdampfleitung bis zu den S/E-Ventilen sowie die Hilfsdampf- und Zudampfleitung von einer Frischdampfleitung bis zur ersten Absperrarmatur außerhalb des Sicherheitsbehälters gegen Rohrleitungen aus 15 MnNi 6 3
- ◆ Speisewasserleitungen von den RDB-Stützen bis zu den inneren Durchdringungsarmaturen gegen Rohrleitungen aus 15 MnNi 6 3
- ◆ Speisewasserleitungen von den inneren Durchdringungsarmaturen bis zu den äußeren Absperrarmaturen gegen Rohrleitungen aus 20 MnMoNi 5 5

ausgetauscht [A+S 1982].

In der 6. Änderungsgenehmigung wurde der Austausch aller Frischdampf-Leitungen von den Sicherheitsbehälterabsperrarmaturen bis zu den Frischdampfsieben im Maschinenhaus, der

Hilfsdampfleitung vom Formstück bis zum Verteiler und der Zudampfleitung von der Sicherheitsbehälterabsperrrarmatur bis zum Ventil genehmigt. Außerdem wurde auch der Austausch der Nachkühlleitung TH21 und der Reaktorwasserreinigungsleitung TC01 genehmigt [BSMLU 1994a].

Im Rahmen einer aufsichtlichen Zustimmung im Jahr 1994 wurde der Austausch der Speisewasserleitungen zwischen Sicherheitsbehälter und den Armaturen S101 und S102 sowie den Anschlussleitungen zur zweiten Absperrarmatur außerhalb des Sicherheitsbehälters erlaubt [BSMLU 1994b].

Die weiterführenden Speisewasserleitungen bis zu den Speisewasserabsperrrarmaturen wurden 1994 und die restlichen Leitungen im Reaktorgebäude 1996 und 1998 ausgetauscht [BLT 2002b].

Ebenfalls mit einer aufsichtlichen Zustimmung erfolgte der Austausch der Rohrleitungen des Kernflutsystems vom Reaktordruckbehälter bis zur zweiten Armatur außerhalb des Sicherheitsbehälters (TK 02 S103, S 104/106) [BSMLU 1994b].

Mit dem vorgenommenen Austausch der Rohrleitungen soll das Basissicherheitskonzept umgesetzt worden sein.

### **9.1.5 Fazit zur dehnungsinduzierten Rissproblematik**

Der Austausch der ferritischen Rohrleitungen wurde hier detailliert nachvollzogen, um festzustellen, welchen Stand der Technik das Rohrleitungssystem im Hinblick auf mögliche Störfälle besitzt. Den zugänglichen Informationen konnte entnommen werden, dass alle Rohrleitungen des Frischdampfsystems und die relevanten Leitungen des Kernflutsystems den Status der Basissicherheit besitzen sollen. Für das Speisewassersystem konnte dies nicht sicher ermittelt werden, gilt aber aufgrund allgemeiner Aussagen in [HOFFMANN 2007] vermutlich auch diesbezüglich. Das gesamte System gilt damit als basissicher. Das bedeutet, es ist für die Störfallbeherrschung nicht mehr ein Abriss oder Bersten einer Rohrleitung nach Riss (sogenannter 2F-Bruch), sondern nur noch ein Rohrleitungsleck mit 1/10 der Rohrquerschnittsfläche zu unterstellen (sogenannter 0,1F-Bruch).

Bemerkenswerter Weise ist ein Teil des Rohrleitungsaustausch nicht auf Grundlage einer Genehmigung, sondern nur im Rahmen einer aufsichtlichen Zustimmung erfolgt (äußere Speisewasser- und gesamte Kernflutrohrleitungen). Eine Öffentlichkeitsbeteiligung hat weder für die Genehmigungen noch für die aufsichtlichen Zustimmungen stattgefunden. Wegen der grundlegenden Änderung der Sicherheitsphilosophie für die Rohrleitungssysteme wäre eine Öffentlichkeitsbeteiligung sachgerecht gewesen.

Das Ministerium hat den Austausch der Rohrleitungen in den Genehmigungen und gegenüber der Öffentlichkeit ausschließlich mit einer Verminderung des Restrisikos begründet und ihn als freiwillige Maßnahme des Betreibers dargestellt. Dies zeugt unter Berücksichtigung der Vorgeschichte mit den festgestellten Rissen, der mangelnden Prüfbarkeit der Schweißnähte und dem als möglich festgestellten schnellen Risswachstum von einer merkwürdigen Sicherheitskultur in der Aufsichtsbehörde.

Unverständlich und aus sicherheitstechnischer Sicht bei Berücksichtigung des Vorsorgegrundsatzes im Atomgesetz nicht hinnehmbar ist der für die Nachrüstung der Rohrleitungssysteme benötigte Zeitraum. Die Probleme mit den ferritischen Rohrleitungen wurden Ende der 1970er Jahre erkannt. Seit Beginn der 1980er Jahre gab es mit dem Basissicherheitskonzept einen neuen Stand von Wissenschaft und Technik für sicherheitsrelevante Rohrleitungen. Trotzdem wurden die Nachrüstungen erst 1998 abgeschlossen.

Wie oben ausgeführt, besitzen die Rohrleitungen von Frischdampf-, Speisewasser- und Kernflutsystem den Status der Basissicherheit. Dies garantiert für den Reaktor Isar 1 jedoch keine absolute Sicherheit. Wie in Kapitel 9.1.3 beschrieben, ist die Nachhaltigkeit des Basissicherheitskonzepts beschränkt. Risse sind auch in den neuen Werkstoffen aufgetreten.

## **9.2 Interkristalline Spannungsrissskorrosion in austenitischen Rohrleitungen**

### **9.2.1 Auftreten interkristalliner Spannungsrissskorrosion**

Ein besonderes Problem bereitet bereits seit Anfang der 1990 Jahre die sogenannte interkristalline Spannungsrissskorrosion (ISpRK). Spannungsrissskorrosion bezeichnet allgemein die Korrosion eines Metalls unter gleichzeitiger Einwirkung eines Korrosionsmittels und einer statischen Zugspannung<sup>13</sup>. Bei metallischen Werkstoffen kann es unter bestimmten Bedingungen zu einer lokalen Korrosion entlang der Korngrenzen oder korngrenzennahen<sup>14</sup> Bereiche kommen, die zu Werkstofftrennungen, also zu Rissen, führt. Dieser Mechanismus wird bei Mitwirkung von Spannungen als interkristalline Spannungsrissskorrosion bezeichnet. Die Risse wachsen in die Tiefe des Werkstoffs und können sich dabei verästeln oder verzweigen, bis der restliche Werkstoffquerschnitt durch Bruch zerstört wird [BFS 2001].

---

<sup>13</sup> Im Bauwesen ist die SpRK besonders problematisch, da sie nur schwer festzustellen ist und zu schlagartigem Versagen von Spannbetonbauteilen (wie z. B. Einsturz einer Kongresshalle in Berlin) führen kann. Die Kenntnisse über die genauen Abläufe, die zur Spannungsrissskorrosion führen, sind trotz großer Forschungsanstrengungen bisher lückenhaft.

<sup>14</sup> Metallische Werkstoffe bestehen aus einzelnen Kristallen. Die Grenzen zwischen den einzelnen Kristallen werden als Korngrenzen bezeichnet.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

Als anfällig für Spannungsrisskorrosion stellten sich insbesondere die austenitischen Stähle heraus, die in der Kerntechnik wegen ihrer Beständigkeit gegenüber normaler Korrosion eingesetzt werden.

Da Anfang der 1970er Jahre in Siedewasserreaktoren im Ausland interkristalline Spannungsrisskorrosion in Rohrleitungen aus unstabilisierten austenitischen Stählen auftrat, wird in der Bundesrepublik Deutschland seit den 1970er Jahren (z.T. nach Nachrüstungen) in allen Bereichen von AKW, die mit Reaktorwasser in Berührung kommen, stabilisierter austenitischer Stahl verwendet. Vorwiegend handelte es sich um den Werkstoff mit der Bezeichnung 1.4541. Durch die Stabilisierung des Werkstoffes mittels Zulegierung von Titan (oder in anderen Fällen Niob) wurde unter den gegebenen Mediumsbedingungen eine so hohe Korrosionsbeständigkeit erwartet, dass nach ingenieurmäßigem Verständnis eine interkristalline Rissbildung als unwahrscheinlich angesehen wurde [WACHTER 1995]. Der Reaktorbauer Kraftwerk-Union stellte fest, dass der verwendete stabilisierte Stahl „gegen diese Korrosionsart unempfindlich ist“ [KELLER 1984]. „Als jedoch Anfang der 1990er Jahre in Brunsbüttel (SWR) die ersten Risse in Titan-stabilisiertem austenitischem Stahl aufgrund von ISpRK entdeckt wurden, erwies sich diese Annahme als falsch“ [ERVE 1997].

Durch den Einsatz eines neuen Prüfgerätes konnten ab 1991 Schweißnähte auch im Rohrinneren geprüft werden. Im Siedewasserreaktor Würgassen ergaben sich daraufhin erste Hinweise auf mögliche Schäden. Zusätzliche Prüfungen wiesen Risse im Wurzelbereich von Schweißnähten und in den angrenzenden Teilen der Rohre auf. Das entsprechende Rohrstück wurde herausgetrennt, bei der dann folgenden detaillierten Materialprüfung wurden sehr tiefe Risse fast am gesamten Umfang des Rohres festgestellt.

Im Jahr 1992 wurden im AKW Brunsbüttel insgesamt 61 Risse an Rohrleitungen gefunden, die während des Betriebes unter hohem Druck stehen. Aufgrund des Verdachts eines systematischen Fehlers wurden nach den Rissbefunden in Brunsbüttel in einem Sonderprüfungsprogramm die anderen SWR überprüft. Auch die Rohrleitungen in den Atomkraftwerken Isar 1, Philippsburg 1, sowie in geringerem Umfang in Krümmel und in den Reaktoren der Baulinie SWR`72 Gundremmingen B und C wiesen derartige Risse auf. In Isar 1 und Philippsburg 1 waren ca. 10 % aller diesbezüglich geprüften Schweißnähte rissbehaftet [BFS 2003].

Die festgestellten Risse befanden sich vor allem in den Reaktorwasserreinigungs- und Lagerdruckwassersystemen, aber auch in den Kernflut- und Nachkühlsystemen. Die Mehrzahl der festgestellten Risse waren innerhalb der Druckführenden Umschließung in nicht absperrbaren Rohrleitungen. Darunter waren Risse, die sich nahezu über den ganzen Rohrumfang erstreckten [WACHTER 1995]. Ein Versagen hätte zu einem Kühlmittelverluststörfall führen können.

Bevor 1991 die ersten Risse in Rohren aus austenitischen Stählen entdeckt wurden, galt die oben bereits erwähnte Annahme, dass in einwandfrei verschweißten und geprüften Rohren aus diesem Material weder im Grundwerkstoff des Rohres noch im Werkstoff der Schweißnaht im Laufe des Betriebes eines Atomkraftwerks Risse auftreten können. Gleichwohl wurden Schweißnähte stichprobenartig von außen untersucht. Fehler wurden jedoch nicht entdeckt.

Die GRS stellte im Nachhinein fest [GRS 2003]:

*„Diese Ansicht wurde trotz der Kenntnis vertreten, dass bereits in den 70er Jahren in den USA Risse in Rohren aus austenitischem Werkstoff beobachtet worden waren. Zur Erklärung hieß es, dort seien unstabilisierte austenitische Chrom-Nickel-Stähle eingesetzt; bei den in Deutschland üblichen, mit Titan oder Niob stabilisierten Chrom-Nickel-Stählen seien solche Befunde ausgeschlossen. Zudem sei in Deutschland die chemische Zusammensetzung der Stähle dem Einsatz in Kernkraftwerken besonders angepasst. An dieser Ansicht wurde auch festgehalten, nachdem entgegen den Voraussagen durch Sonderprüfprogramme in stabilisiertem Stahl Risse entdeckt worden waren. Bei diesen Rissen war angenommen worden, dass es sich um so genannte Heißrisse aus der Herstellung handele, die der Kontrolle entgangen seien“.*

### **9.2.2 Schadens- bzw. Ursachenanalyse**

Bei der ersten Schadensanalyse wurde die Schadensursache stark eingegrenzt. Die Risse in den Schweißnähten wurden zunächst herstellungsbedingter Rissbildung zugeschrieben. Es wurde angenommen, dass die interkristalline Spannungsrisskorrosion (ISpRK) bei stabilisierten Stählen eine Vorschädigung des Gefüges im Zuge der Herstellung voraussetzt<sup>15</sup>. Untersuchungen in Brunsbüttel zeigten jedoch, dass diese Erklärung nicht ausreichend war, betriebliches Risswachstum konnte nicht ausgeschlossen werden [VGB 1994].

Der Zeitpunkt der Rissbildung und die Risswachstumsgeschwindigkeiten konnten aus den Ergebnissen der Untersuchungen 1994 nicht mit Sicherheit angegeben werden. Offene Fragen sollten in einem von der Vereinigung der Großkraftwerks-Betreiber (VGB) finanzierten Forschungsvorhaben geklärt werden [ERVE 1994a, b; ERVE 1997; VGB 1994; WACHTER 1995].

Die VGB-Forschungsvorhaben sind jedoch generell eher anwendungsorientiert als grundlagenorientiert ausgelegt. Deshalb konzentrierte sich das Forschungsvorhaben ausgehend von

---

<sup>15</sup> Als Ursache galt eine lokale Sensibilisierung an Schweißnähten im Bereich eines beim Schweißen entstandenen Überhitzungsgefüges (mit Chromkarbidausscheidungen an den Korngrenzen).

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

der Häufigkeit der Befunde zunächst ausschließlich auf ISpRK infolge Sensibilisierung des Werkstoffgefüges beim Schweißen durch Erwärmung [KILIAN 1997]. Metallografische Untersuchungen der Mikrostruktur hatten gezeigt, dass die meisten Risse in der wärmebeeinflussten Zone<sup>16</sup> (WEZ) auftraten. Dort kam es an den Korngrenzen zu Chromverarmungen.

Ergebnis des VGB-Forschungsvorhaben „Interkristalline Spannungsrissskorrosion austenitischer Rohrleitungswerkstoffe unter SWR-Bedingungen“ war u. a. auch, dass es einen speziellen Mechanismus für Rissfortschritt durch ISpRK im nicht-sensibilisierten Werkstoff geben muss. Die überwiegende Anzahl der festgestellten Rissbildungen trat zwar schmelzliniennah in der Wärmeeinflusszone auf und war auf thermische Sensibilisierung durch Chrom-Verarmung an den Korngrenzen zurückzuführen. Bei einigen Rissen konnte jedoch an der Korngrenze keine Chromverarmung nachgewiesen werden.

Im Labor wurde unter simulierten SWR-Bedingungen auch bei unsensibilisiertem Gefügestand Risswachstum beobachtet, dessen Risswachstumsgeschwindigkeit allerdings geringer als im sensibilisierten Gefügestand ist. Für die Rissbildung sind offensichtlich verschiedene Mechanismen mit systemspezifischen Einflussgrößen relevant [KILIAN 2000].

Der dem Rissfortschritt zugrunde liegende Mechanismus für ISpRK ohne Sensibilisierung des Werkstoffes ist bisher, soweit bekannt, auch international noch nicht vollständig verstanden, bzw. die Einflussparameter sind noch nicht umfassend untersucht.

Im Jahr 2007 veröffentlichte das BMU den Bericht „Analyse und Bewertung des Gefährdungspotenzials durch Korrosion in deutschen LWR“ [BMU 2007b]. In diesem Forschungsvorhaben wurden die Korrosionsereignisse in bundesdeutschen Atomkraftwerken aus den Jahren 1995 bis 2004 ausgewertet. Ein Ergebnis war, dass Neuanlagen deutlich weniger Korrosionsschäden aufwiesen als Altanlagen. Die Autoren des Abschlussberichts führen dieses nicht ursächlich auf das geringere Alter der Anlagen zurück, sondern vielmehr auf den Grad der Umsetzung von Sicherheitsanforderungen zum Zeitpunkt der Auslegung.

In dem Bericht wird insbesondere auf die interkristalline Spannungsrissskorrosion ohne Sensibilisierung eingegangen. Das Problem hierbei ist, dass die Risse an Stellen hoher Spannung im Werkstoff entstehen. Es besteht deshalb die erhöhte Gefahr eines beschleunigten Risswachstums. Labormessungen ergaben, dass vorhandene Risse bis zu 10 mm pro Jahr wachsen können.

Derartige Risse traten in Atomkraftwerken bisher nur im Bereich der Schweißnähte (sensibilisierter Werkstoff) auf, dagegen wird inzwischen durch vielfältige Maßnahmen Vorsorge getroffen. Im Labor wurde, wie vorstehend in Bezug auf das VGB-Forschungsvorhaben bereits

---

<sup>16</sup> Beim Schweißen wird zwangsläufig das Rohr direkt an der Naht mit erhitzt. In dieser „wärmebeeinflussten Zone“ (WEZ) sind Veränderungen im Stahlgefüge möglich.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

erwähnt, unter simulierten SWR-Bedingungen aber auch außerhalb der Schweißnaht in anderen Bereichen (unsensibilisierter Werkstoff) Risswachstum beobachtet. Der Grund dafür, dass diese Risse bisher nicht in Atomkraftwerken, sondern nur im Labor auftraten, ist noch nicht geklärt. Eine Vermutung ist, dass die langandauernde Phase der Rissinitiation im AKW noch nicht abgeschlossen ist und erst anschließend das aus dem Labor bekannte rasante Risswachstum auftritt. Die Autoren schließen deshalb eine Gefährdung der Sicherheit nicht aus und empfehlen eine Ausweitung der wiederkehrenden Prüfungen, eine entsprechende Änderung im Regelwerk sowie weitere Forschungsvorhaben [BMU 2007b].

Die für die Spannungsrissskorrosion mit verantwortliche Chromverarmung an den Korngrenzen in der Schweißnaht nimmt bei langzeitiger Temperaturbeaufschlagung zu und wird „*somit während einer langjährigen Betriebszeit den Stahl für Spannungsrissskorrosion sensibilisieren*“. Bei den Untersuchungen an Rohrleitungen aus stabilisierten austenitischen Stählen in den SWR der BRD zeigte sich, dass „*die älteren Anlagen (69) wesentlich mehr als die jüngeren Anlagen (72)*“ betroffen waren [BFS 2001].

Aufgrund der Rissbefunde wurden auf Veranlassung der GRS, die Dokumentationen der Prüfungen der im nicht absperrbaren Bereich des Primärkreislaufs befindlichen Rohre auf vergleichbare Hinweise analysiert [GRS 2003].

Etwa ein Fünftel der untersuchten rissbehafteten Nähte waren durch wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen (Röntgen- und Ultraschallprüfungen) zwischen 1981 und 1993 erfasst. Ein nachträglicher Vergleich der Prüfunterlagen (Durchstrahlungsfilme) von 1993 mit den Unterlagen der vorangegangenen Prüfungen hat gezeigt, dass mit dem neuen Kenntnisstand „*bei einigen Nähten Anzeigen in Teilbereichen auch schon auf den früheren angefertigten Durchstrahlungsfilmen andeutungsweise erkennbar sind.*“

Aufgrund dieser Tatsache und der Erkenntnisse aus metallografischen Untersuchungen, wurde davon ausgegangen, dass die Rissbildungen zwar auch schon früher teilweise vorhanden waren, im Laufe der Zeit aber fortgeschritten sind. Das wichtigste Ergebnis der o. g. Überprüfung war die Erkenntnis des betriebsbedingten Risswachstums. Überdeutlich wird dadurch aber auch, welche Folgen ein Postulat „es werden keine Risse auftreten“ hat. Zwar wurde geprüft, die Befunde bzw. Anzeigen aber nicht als Risse gedeutet. Dieser Irrtum resultierte aus einer Kombination aus unzureichender Prüftechnik und unzureichender Prüfbewertung. Erst nachdem in den zerstörenden Prüfungen die Risse in den (heraus getrennten) Rohrleitungen gesehen wurden, wurde den Prüfern klar, dass die Anzeigen in den Prüfunterlagen der zerstörungsfreien Prüfungen als Risse gedeutet werden müssen.

Vom VGB wurden Untersuchungen zum Risswachstum bei Spannungsrissskorrosion und hinsichtlich der Übertragbarkeit von Ergebnissen bei Laboruntersuchungen auf reale Verhältnisse im Betrieb beauftragt. Dazu wurde im Forschungsreaktor des tschechischen Nuclear Research Institute ein Versuchskreislauf zur Simulation von SWR-Bedingungen eingerichtet.

tet, in dem die eingebrachten Proben mit zeitlich konstanter mechanischer Zugbeanspruchung belastet wurden. Es wurde unter anderem der austenitische Stahl 1.4550 (X 6 CrNiNb 18 10) untersucht. Die Proben von Wärmeeinflusszonen stammten jedoch nicht aus Rohrleitungen, sondern aus einem Kernmantel (andere Geometrie). Die Ergebnisse zum Risswachstum bestätigten die Ergebnisse anderer Laborversuche [HÜTTNER 2009].

Auf Grundlage der Informationen in [HÜTTNER 2009] können diese VGB-Untersuchungen und ihre Ergebnisse hier nicht detailliert bewertet werden. Es handelt sich zweifelsohne um ein anspruchsvolles Untersuchungsprogramm. Die Übertragbarkeit der Ergebnisse auf Rohrleitungen gleichen Werkstoffs müsste jedoch geprüft werden. Inwieweit die Ergebnisse zum Risswachstum allerdings tatsächlich belastbar sind, ist zweifelhaft. Selbst bei sorgfältigster Durchführung der Untersuchungen bleibt auf alle Fälle das Manko, dass die mechanischen Eigenzustände des Werkstoffs und der Schweißnaht nicht verlässlich simuliert werden können. Gerade dies ist aber eine wesentliche Einflussgröße für die Spannungsrissskorrosion.

### 9.2.3 Abhilfemaßnahmen

Es wurde ein Paket an Abhilfemaßnahmen ergriffen. Die betroffenen Rohrleitungssysteme wurden durch einen Niob-stabilisierten Stahl mit niedrigem Gehalt an Kohlenstoff, Schwefel und Phosphor ersetzt (Werkstoffnummer 1.1550 S). Das Atomkraftwerk Brunsbüttel blieb 1025 Tage vom Netz. Im Rahmen eines umfangreichen Nachrüstprogramms wurden Leitungen erneuert sowie systemtechnische Umrüstungen vorgenommen, durch die Teilbereiche der betroffenen Rohrleitungen wegfallen konnten. Die Rissbefunde führten auch in allen anderen Siedewasserreaktoren zu Reparatur- und Austauschaktionen.

Bei den neuen Rohrleitungen musste beim Schweißen auf geringen Wärmeeintrag und möglichst kleine Eigenspannung in der Wurzel der Schweißnaht geachtet werden<sup>17</sup>. Außerdem wird die Wasserchemie im Kühlkreislauf strenger überwacht, um korrosionsfördernde Einflüsse durch die chemische Zusammensetzung möglichst gering zu halten.

Die nachgerüsteten neuen austenitischen Hoch- bzw. Niederdruck-Nachkühlleitungen, Einspeise- und Abfahrkühlleitungen, Notstands-Einspeiseleitungen, Turbinen-Hochdruckeinspeiseleitungen und Leitungen des Flutsystems sollen den Status basissicher besitzen [WIDERA 2009].

Aufgrund der gewonnenen Erkenntnisse und der getroffenen Maßnahmen werden laut GRS weitere Rissbildungen nicht erwartet. Die GRS schränkt allerdings ein, sie werde die neuen

---

<sup>17</sup> Eine bestimmte Schweißtechnik (das mechanisierte WIG-Engspaltschweißen) sollte auslösende Faktoren für das Auftreten von ISpRK verringern.

Erfahrungen genau verfolgen [GRS 2003]. Das erneute Auftreten von Rissen kann bei Betrachtung aller Untersuchungsergebnisse nicht vollständig ausgeschlossen werden.

#### Prüfmethoden

Im Zusammenhang mit interkristalliner Spannungsrisskorrosion hat die Wahl geeigneter Prüfmaßnahmen Schwierigkeit bereitet. Die Prüfmethoden waren für die Auffindung von Rissen in den austenitischen Rohrleitungen nicht ausgereicht [FRANZ 2004]. Die – vor allem – geometrischen Randbedingungen für die Prüfbarkeit der Schweißnähte wurden durch verschiedene Maßnahmen während des Schweißens und bei der Nachbehandlung der Schweißnaht verbessert. In der neueren Literatur wurden allerdings keine Aussagen gefunden, dass aktuell Prüfmethoden eingesetzt werden können, mit denen interkristallin verlaufende Risse sicher nachgewiesen werden.

#### **9.2.4 OPDE-Datenbank zu Rohrleitungsschäden**

Die OECD startete im Mai 2002 das Projekt „OPDE“ (OECD Pipe Failure Data Exchange) zur Erstellung einer internationalen Datenbank über Vorkommnisse mit Rohrleitungsschäden in Atomkraftwerken. Mit dem Projekt soll eine Grundlage für die internationale Erfahrungsauswertung von Rohrleitungsschäden und dem Alterungsverhalten der Rohrleitungssysteme geschaffen werden.

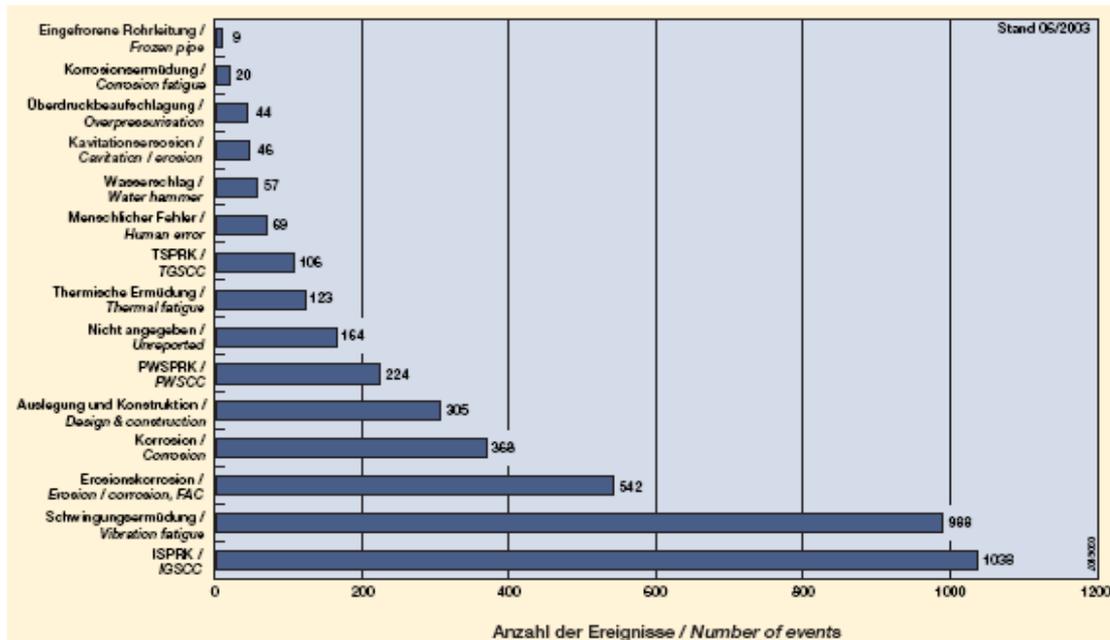
Zurzeit beteiligen sich 11 OECD-Länder<sup>18</sup> an diesem Projekt [HSK 2008]. Die OECD-Datenbank liefert u. a. wichtige Informationen zu Schadensmechanismen und anfälligen Bereichen [GRS 2003a, HSK 2004].

Die folgende Grafik stellt die Häufigkeit von Rohrleitungsschäden in Abhängigkeit der wichtigsten Schadensursachen dar. Aus der Abbildung wird einerseits deutlich, wie viele verschiedene Schadensmechanismen es gibt, und andererseits welchen großen Stellenwert die interkristalline Spannungsrisskorrosion einnimmt. Sie ist die häufigste Schadensursache.

---

<sup>18</sup> Kanada, Tschechische Republik, Finland, Frankreich, Deutschland, Japan, Republik Korea, Spanien, Schweden, Schweiz, Vereinigte Staaten von Amerika.

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1



▲ Schädigungsursachen in LWR auf Basis der weltweiten Betriebserfahrung (OPDE)

**Abbildung 9-1: Häufigkeit von Rohrleitungsschäden kategorisiert nach Schadensursache [GRS 2003a]**

Am 01.06.2008 begann die dritte Phase des Projektes, die bis zum 31.05.2011 dauern soll. Die OPDE-Datenbank liefert Informationen zu den Versagensmechanismen der Rohrleitungssysteme, aus denen sich Aussagen zur Lebensdauer sowie gezielte Vorgehensweisen zur Früherkennung ableiten lassen. Der internationale Erfahrungsaustausch soll insbesondere den Erkenntnisgewinn über alterungsbedingte Schädigungsmechanismen beschleunigen. Aufgrund der internationalen Basis mit einer größeren Zahl von Daten lässt sich besser ableiten, welche Einflussfaktoren bei solchen Schädigungsmechanismen eine Rolle spielen [HSK 2008].

### 9.2.5 Interkristalline Spannungsrisskorrosion in Isar 1

Nach den Rissbefunden in austenitischen Rohrleitungen der Atomkraftwerke Würgassen und Brunsbüttel in den Jahren 1991 und 1992 wurden auch in Isar 1 Untersuchungen hierzu durchgeführt. Die Prüfdokumentationen aus der Errichtungsphase sowie der stattgefundenen WKP ergab laut zuständigem Ministerium nur zwei nebeneinanderliegende Kleinanzeigen, die während der Revision 1992 im Lagerdruckwassersystem gefunden wurden [BW 1993]. Nach Auffassung der Aufsichtsbehörde hatten diese Risse aber ein anderes Schadensbild als die Risse in Brunsbüttel. In Bezug auf die Risse in Brunsbüttel gab es in Isar 1 keine relevanten Befunde [BLT 1993a]. Allerdings wurde die Entstehungsart der gefundenen Risse

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

nicht festgestellt, was von der Aufsichtsbehörde auch nicht als notwendig betrachtet wurde [BLT 1993b]. Ob die Feststellung der Ursache nicht möglich war, weil die Werkstoffbereiche der Risse schon vorher ausgebohrt waren oder weil eine Untersuchung kein Ergebnis brachte, ist nicht bekannt. Laut damaligem Betreiber von Isar 1 soll es sich nicht um zwei Risse, sondern um einen unterbrochenen Riss in einer Schweißnaht gehandelt haben [BW 1993].

Es ist festzustellen, dass Gutachter und bayerische Landesbehörde eine fundamentale Fehleinschätzung bezüglich der Gesamtsituation abgegeben haben. In den Landtagssitzungen, auf denen die vorstehenden Informationen gegeben wurden, vermittelte die zuständige Aufsichtsbehörde, das Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen, den Eindruck, als könne Isar 1 von der in Brunsbüttel festgestellten Rissproblematik in sicherheitstechnisch relevanten Rohren der druckführenden Umschließung nicht betroffen sein. Es wurde ausdrücklich keine Notwendigkeit zu weiteren Prüfungen gesehen [BLT 1993d]. Offenbar wurden dann aber doch noch intensivere Prüfungen durchgeführt.

In diesem Sonderprüfungsprogramm wurde ab August 1993 auch im AKW Isar 1 eine Vielzahl von Rissen gefunden. Es handelte sich um einen Riss im Reaktorwasserreinigungssystem (bei 50 geprüften Schweißnähten) innerhalb der Druckführenden Umschließung und um 23 Risse (bei 57 geprüften Schweißnähten) im Lagerdruckwasserversorgungssystem (in diesem System mehr als in allen anderen SWR). In „sonstigen Systemen“ wurden keine Risse gefunden [ERVE 1996]. In einer neueren Veröffentlichung werden 48 Risse im Lagerdruckwasserversorgungssystem angegeben. Darunter waren Risse über den gesamten Umfang und bis zu 86 % der Wanddicke [GRS 1999]. Absolut waren die Risse im Werkstoff 1.4541 zwischen 1 und 11 mm tief [SPEIDEL 1999].

Die Risse wurden auch als betriebsbedingt angesehen [BLT 1993c] und es wird von Risswachstum bis unmittelbar vor der Entdeckung ausgegangen [GRS 1999].

Die zuständige Bayerische Aufsichtsbehörde nennt allerdings nur 2 Risse. In einer Antwort auf eine Anfrage von Bündnis 90/Die Grünen werden zwei meldepflichtige Ereignisse (1994 und 2002) für das Reaktorwasserreinigungssystem genannt [BSMUG 2009f]. Das für 1994 genannte meldepflichtige Ereignis ist in den offiziellen Listen des Bundesumweltministeriums nicht enthalten. Es handelt sich dabei möglicherweise um den oben genannten, 1993 festgestellten Riss.

Die nach Angaben von Betreiber-/Herstellerseite betroffenen Rohrleitungssysteme bestanden aus dem titanstabilisierten austenitischen Stahl mit der Bezeichnung 1.4541 [ERVE 1996; KILIAN 2000]. Aus dem gleichen Werkstoff sind das Kernflut- und das Nachkühlssystem, die an den RDB anschließen und nicht absperrbarer Bereich der Druckführenden Umschließung sind [WACHTER 1995].

Während der Revision im Sommer 1993 wurde die Rohrleitung des Reaktorwasserreinigungssystems erneuert und das durch den Umbau der Zwangsumwälzpumpen überflüssige Lagerdruckwassersystem mit seinen Riss-behafteten Rohrleitungen abgebaut [BLT 1993b; ERVE 1996].

Im Jahr 1994 wurde ein weiterer Teil der Rohrleitungen ausgewechselt, ein anderer Teil saniert. Danach waren bei den austenitischen Leitungen der Druckführenden Umschließung alle Schweißnähte mit einer Nennweite größer 50 mm vollständig erneuert. Damit galt die Druckführende Umschließung als basissicher und genügte den Anforderungen des Bruchausschlusses [VGB 1994]. Für die neuen Rohrleitungen wurde der niobstabilisierte austenitische Stahl mit der Bezeichnung 1.4550 S mit niedrigeren Kohlenstoffgehalt eingesetzt [ERVE 1994a].

Bemerkenswert ist, dass im bezüglich des Kohlenstoffgehalts nicht optimierten, in der Zusammensetzung aber sonst gleichen Stahl 1.4550 bereits Risse gefunden wurden. Allerdings handelte es sich in diesen Fällen nicht um Rohre, sondern um Kernmantel und Kerngitter [WACHTER 1995]. Das bedeutet auch die neu eingesetzte Stahlsorte ist nicht grundsätzlich rissicher.

Dies zeigt sich auch durch in der weiteren Betriebszeit des Reaktors Isar 1 an Schweißnähten entdeckten Rissen in austenitischem Stahl. Mindestens 13 Rissbefunde oder Unterschreitungen der Sollwandstärken von Leitungen wurden seit 1993 offiziell gemeldet. Zum Beispiel wurde 2002 ein Riss im Reaktorwasserreinigungssystem festgestellt [BMU 2002] und das entsprechende Rohrstück mit Schweißnaht ausgetauscht. Das Reaktorwasserreinigungssystem gehört nach den oben zitierten Aussagen der Aufsichtsbehörde zu den Bereichen, deren Rohrleitungen aus dem neuen Werkstoff bestehen. Nicht nachvollziehbarer Weise wird an anderer Stelle ausgeführt, dass in Rohrleitungen mit Basissicherheit aus dem Werkstoff 1.4550 mit geringem C-Gehalt bis zum Jahr 2005 „*keine Anzeigenveränderungen oder gar betriebsbedingte rissartige Befunde festgestellt*“ wurden [HOFFMANN 2007].

Möglicherweise steht ein weiterer Befund im Widerspruch zu der Aussage in [HOFFMANN 2007]. Im Jahr 2004 musste ein Rohrleitungsstück in der Druckleitung des Kernflutsystems wegen Befunden ausgetauscht werden [DATF 2004]. Es kann hier allerdings nicht sicher identifiziert werden, ob es sich tatsächlich um eine nachgerüstete austenitische Rohrleitung handelt oder um eine ferritische. Im letzten Fall wäre es möglicherweise ein Fall von dehnungsinduzierter Risskorrosion. Auf jeden Fall muss es sich aber um eine als basissicher bezeichnete Leitung handeln. Im Jahr 2006 wurde in einer austenitischen Leitung des Wasserstoffabbausystems ein Riss gefunden [BMU 2006].

Die oben zitierte Aussage in [HOFFMANN 2007] bedeutet im Übrigen nicht, dass es an den Schweißnähten der jetzt basissicheren Rohrleitungen keine Risse gibt. Aus dem in der Ver-

öffentlichung aufgeführten Prüfprogramm wird ersichtlich, dass bisher nur ein Teil der Schweißnähte geprüft wurde.

#### Zweifel an Umsetzung des Basissicherheitskonzeptes

Anfang Oktober 2001 wurde dem Betreiber von Isar 1 (E.ON Kernkraft GmbH) vom bayerischen Umweltministerium sowie vom TÜV Süddeutschland als Gutachter mitgeteilt, dass nach einem anonymen Hinweis Unregelmäßigkeiten im Begutachtungsverfahren zur zusammenfassenden Bewertung aller sicherheitsverbessernden Nachrüstmaßnahmen in KKI-1 nachgegangen werde. Der TÜV hatte ein anonymes Schreiben mit dem Text von E-Mails als Anlage erhalten. Diese Mails, von Anfang 2000, waren von zwei Angestellten des Kraftwerkes ausgetauscht worden. Sie bezogen sich auf den „Leck-vor-Bruch“-Nachweis von nachgerüsteten austenitischen Rohrleitungen. Dieser Nachweis stünde *„auf sehr schwachen Beinen“*. Weiterhin hieß es: *„Bei der Abstimmung mit dem TÜV müssen wir mit verdeckten Karten spielen.“* Zurzeit habe man den TÜV aber *„noch fest im Griff“*. Die E-Mails gaben Grund zu der Annahme, dass Unterlagen, die sich im Wesentlichen auf Arbeiten aus den Jahren 1982 bis 1998 bezogen, verspätet und unvollständig an die Gutachter weitergeleitet worden waren [ATW 2001; NUCWEEK 2001a; ATW 2002].

Untersuchungen zu den Inhalten der E-Mails – auch durch die Staatsanwaltschaft – haben nach Ansicht der bayerischen Aufsichtsbehörde keine Anhaltspunkte für Unregelmäßigkeiten ergeben. Aus Sicht der Oppositionsparteien SPD und Grüne im Bayerischen Landtag wurden jedoch nicht alle Zweifel geklärt.

Das BMU forderte vor diesem Hintergrund von der bayerischen Aufsichtsbehörde erneut, wie bereits 1999 bzw. 2000, Untersuchungen durchzuführen, ob das „Leck vor Bruch“ Postulat voll umgesetzt wurde [ATW 2001; NUCWEEK 2001b]. Eine diesbezügliche Weisung des BMU wurde von der Bayerischen Aufsichtsbehörde nicht befolgt, auf deren Durchsetzung wurde vom BMU aus unbekanntem Gründen verzichtet. Die dem BMU von der Aufsichtsbehörde stattdessen zur Verfügung gestellten umfangreichen Unterlagen sollen auch den Nachweis für die Einhaltung des Postulats enthalten. Das Prüfergebnis des BMU wurde nicht veröffentlicht. Im Rahmen dieser Stellungnahme konnte nicht geklärt werden, ob die Gültigkeit des Postulats in vollem Umfang für Isar 1 gegeben ist.

#### **9.2.6 Fazit zur interkristallinen Spannungsrissskorrosion**

Interkristalline Spannungsrissskorrosion in austenitischen Rohrleitungen von Siedewasserreaktoren ist ein Beispiel für einen alterungsbedingten Schadensmechanismus. Diese Art der Rissbildung tritt vor allem in SWR auf, da Wasser und Dampf im Kühlkreislauf (druckführende Umschließung) betriebsbedingt einen die Korrosion fördernden, relativ hohen Sauerstoffanteil haben müssen. Weitere Randbedingungen wie hohe Temperatur und mechani-

sche Belastungen verschiedenster Art lassen sich ebenfalls nicht vermeiden. Deshalb sind Risse nicht grundsätzlich auszuschließen und werden auch in Zukunft immer wieder auftreten.

Grundsätzlich muss davon ausgegangen werden, dass komplexe alterungsbedingte Schadensmechanismen, da sie sich auf der mikroskopischen Ebene der Materialien abspielen, nur bis zu einem bestimmten Grade verstanden werden. Die für die Vorsorge gegen Risse wichtigen Laboruntersuchungen zu möglichen Schadensursachen und -abläufen können wegen der Komplexität nur Teilerklärungen liefern [SATO 2008; HÜTTNER 2009]. Dabei ist es durchaus von großer Bedeutung den Schadensmechanismus vollkommen zu verstehen, denn sonst könnten die Abhilfemaßnahmen nur zufällig und eingeschränkt wirken.

Allgemein kann nicht davon ausgegangen werden, dass es für einen unerwarteten bzw. bisher nicht bekannten Alterungsmechanismus ad hoc geeignete Prüfverfahren gibt, d.h. es müssen Geräte entwickelt, Prüfverfahren evaluiert und Prüfer geschult werden. Zudem muss der gesamte Prozess von Aufsichtsbehörde und Sachverständigen begleitet und evtl. abschließend genehmigt und in das Regelwerk aufgenommen werden.

Am Beispiel der interkristallinen Spannungsrisskorrosion wird deutlich, wie lange es dauern kann, bis ein Schadensmechanismus als Alterungsmechanismus erkannt wird. Weiterhin wird deutlich, dass es für einen Schadensmechanismus, der nicht erwartet wird, weder ein Prüfverfahren noch vorschriftsmäßige Prüfungen gibt.

Die Dauer von dem Auffinden des Risses bis zur „Klärung“ der Schadensursache und dann wiederum bis zur Einbeziehung dieses Schadensmechanismus in Prüfungen war ein langer Prozess – und er kann immer noch nicht als völlig abgeschlossen angesehen werden.

Auffällig und symptomatisch an dem dargestellten Beispiel ist auch die von Betreibern und Behörden immer wieder vertretene These, dass aufgrund des hohen Sicherheitsniveaus deutscher Atomkraftwerke (z. B. durch die Qualität der Werkstoffe) Schadensmechanismen, die in ausländischen Anlagen auftreten, in Deutschland unmöglich sind. Dieses hat nicht nur dazu geführt, dass die Rissanzeigen nicht als solche gedeutet wurden, sondern auch dass die gesamte Klärung verzögert wurde.

Ein internationaler Erfahrungsaustausch über das Projekt OPDE ist hinsichtlich einer präventiven Handlungsweise sicher ein richtiger Schritt. Voraussetzung dafür ist jedoch das Vorhandensein der erforderlichen Kapazitäten bei Betreibern, Herstellern, Behörden und Gutachtern für die Auswertung dieses Erfahrungsaustausches. Eine gegenwärtig in der Bundesrepublik Deutschland offenbar nur unzureichend gegebene Voraussetzung.

Ein großer Teil der wegen interkristalliner Spannungsrisskorrosion erneuerten austenitischen Rohrleitungen hat den Status der Basissicherheit. Ob die oben benannten aufgetretenen Zweifel an der Rechtfertigung des Status - wie von der bayerischen Aufsichtsbehörde be-

hauptet - tatsächlich widerlegt sind, kann hier auf Grundlage der zugänglichen Informationen nicht geklärt werden. In dem neu eingesetzten austenitischen Werkstoff sind auf jeden Fall auch schon Risse aufgetreten.

Insgesamt ist das Versagen einer austenitischen Rohrleitung aufgrund eines Risses nicht grundsätzlich auszuschließen, auch wenn sie den Status basissicher hat.

### **9.3 Transkristalline Spannungsrisskorrosion in austenitischen Rohrleitungen und Armaturen**

Transkristalline Spannungsrisskorrosion tritt unter gleichen Bedingungen wie die interkristalline Spannungsrisskorrosion auf und zeigt sehr ähnliche Mechanismen. Sie erfolgt allerdings quer durch die Körner der Werkstoffstruktur und nicht entlang der Korngrenzen.

#### **9.3.1 Auftreten transkristalliner Spannungsrisskorrosion**

Transkristalline Spannungsrisskorrosion wird seit den 1980er Jahren immer wieder in Atomkraftwerken sowohl in Deutschland als auch im Ausland beobachtet [BFS 2007]. Bis 2005 waren es 81 Befunde in Rohrleitungen und anderen Komponenten der deutschen Atomkraftwerke, die als Risse erkannt und dieser Ursache zugeordnet wurden [JENDRICH 2006]. In den Jahren 2000 und 2001 wurden solche Risse beispielsweise im Atomkraftwerk Stade festgestellt. Dort betraf es eine Erstabsperrarmatur, deren Austrittsstutzen an der Innenoberfläche des Grundwerkstoffs mehrere Rissfelder aufwies. Der Bereich war mit stagnierendem Medium und hohen Temperaturen beaufschlagt. Die Risse wurden bei einer Sonderüberprüfung entdeckt. Wiederkehrende Prüfungen (WKP) waren für diesen Bereich nicht vorgesehen. Für den Fall des schnellen Rissfortschritts an den betroffenen Stellen, hätte es zu größeren Leckagen kommen können.

Offenbar hat es aufgrund dieser Befunde keine nennenswerte Übertragbarkeitsprüfung für andere Bereiche bzw. in anderen Reaktoren gegeben. So wurden nur vereinzelt Risse mit der Ursache transkristalline Spannungsrisskorrosion gefunden und es hieß: „Die Problematik der in früheren Jahren aufgetretenen chlorinduzierten Spannungsrisskorrosion wird heute durch geeignete Abhilfemaßnahmen beherrscht“ [BFS 2001].

Dieser Auffassung wurde wenige Jahre später deutlich widersprochen. Die chlorinduzierte Spannungsrisskorrosion wurde als „*niemals endende Geschichte*“ bezeichnet, da die Bedingungen für die Rissinitiierung schlecht zu vermeiden sind [JENDRICH 2006].

Im Mai 2005 wurden in drei austenitischen Rohrleitungssträngen des Notspeisesystems im Druckwasserreaktor Grafenrheinfeld erneut Risse gefundenen, die transkristalline Span-

nungsrisskorrosion als Ursache hatten [GRS 2006a]. Auch diese Risse wurden in Bereichen festgestellt, die vorher nicht geprüft wurden. Auch dies hat offenbar wieder nicht zu intensiveren Übertragbarkeitsprüfungen geführt, sonst wäre die in der Öffentlichkeit deutlich gewordene Überraschung zu den folgenden Funden nicht erklärbar.

Im Jahr 2007 wurden zunächst in Krümmel und bei aufgrund dessen veranlasster Sonderprüfungen auch in Brunsbüttel Risse in der druckführenden Umschließung des Reaktor-Kühlmittels entdeckt. Die Risse befanden sich an den Innenoberflächen von Armaturengehäusen und Rohrleitungen aus austenitischem Stahl (1.4550 bzw. 1.4552) und zwar im Grundwerkstoff, in Schweißnähten sowie in Wärmeeinflusszonen. Risse in diesen Bereichen wurden erstmals festgestellt, da eine Untersuchungsmethode mit besserer Auflösung zur Verfügung stand und diese Bereiche bisher auch nicht geprüft wurden [KKK 2008]. Nach Stand von März 2008 wurden bei gezielt durchgeführten Untersuchungen in Krümmel an 37 von 54 überprüften und als sicherheitsrelevant eingestuften Armaturen Risse festgestellt [BFS 2007].

Chlorinduzierte transkristalline Spannungsrisskorrosion wurde in allen Bereichen von Schweißnaht und Grundwerkstoff stabiler und nichtstabiler austenitischer Chrom-Nickel-Stähle verschiedener Art gefunden, unabhängig davon, ob der Werkstoffbereich sensibilisiert war oder nicht. Ausgangspunkt der Risse waren sowohl Unebenheiten als auch glatte Oberflächen.

Die Risse verliefen in den beobachteten Fällen in einem oberflächennahen Bereich. Werden sie nicht rechtzeitig entdeckt, ist ein Risswachstum bis hin zu einer Leckage möglich. Je nach Ort der Risse kann dies im Störfall weitgehende Folgen für die Anforderung von Sicherheitseinrichtungen haben. Mindestens ein Teil der Armaturen gehört zur druckführenden Umschließung, bspw. Erstabsperrarmaturen. Damit sind sie im Rahmen des deutschen gestaffelten Sicherheitskonzeptes für alle vier Sicherheitsebenen (bis zur auslegungsüberschreitenden Ebene) von Bedeutung. Im Falle von aktivem Rissfortschritt während des Betriebes kann dies Auswirkungen auf die Integrität der Gehäuse bzw. Funktion der Armatur haben. Da es sich um einen systematischen Fehler handelt, können mehrere Armaturen gleichzeitig und damit könnten auch mehrere Redundanzen gleichzeitig betroffen sein.

### **9.3.2 Ursachenanalyse**

Ursache der Risse in Krümmel und Brunsbüttel ist die sogenannte transkristalline Spannungsrisskorrosion, die in Verbindung mit einer höheren Konzentration von Chlorid-Ionen auftrat.

Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) initiierte und begleitete ein Untersuchungsvorhaben, um typische Schadensbilder, Schadensursachen und soweit möglich Maßnahmen zur

zukünftigen Vermeidung zusammenzustellen. Die Analysen wurden an der Materialprüfungsanstalt (MPA) an der Universität Stuttgart durchgeführt.

Aus den durchgeführten Untersuchungen wurden folgende Erkenntnisse gewonnen [BFS 2007]:

- ◆ Transkristalline Spannungsrisskorrosion tritt häufig an Leitungen auf, die im Betrieb nicht ständig durchströmt werden und deren Betriebstemperatur typischerweise im Bereich von 60°C bis 90°C liegt.
- ◆ In den Belägen der Rohrinneenseite wurden erhöhte Chlorkonzentrationen festgestellt, wobei die Chlorquelle in der Regel nicht eindeutig identifizierbar ist. Vermutlich findet eine lokale Aufkonzentrierung von Chlorid-Ionen in wenig durchströmten Leitungsschnitten durch Verdampfungsprozesse statt.
- ◆ Die Eigenspannung bzw. die Montagespannung der Leitungen reicht offenbar für eine Rissentstehung aus.

### **9.3.3 Abhilfemaßnahmen**

Zur Reparatur wird bei oberflächennahen Rissen das Material der betroffenen Armatur abgeschliffen. Hierdurch nimmt allerdings die Wanddicke der Armatur ab und gegebenenfalls ist eine Auftragsschweißung erforderlich, um den Wanddickenverlust auszugleichen. Dieses Vorgehen ist nur in einem begrenzten Maße sinnvoll. Bei tiefer reichenden Rissen ist der Austausch der betroffenen Armatur erforderlich.

In Krümmel mussten mindestens 13 und in Brunsbüttel mindestens 15 Armaturen saniert werden [VENE 2008].

Die wirksamste Maßnahme zur Vermeidung der hier beschriebenen Schäden durch transkristalline Spannungsrisskorrosion ist die Vermeidung des Einschleppens von Chlor. Die Wirksamkeit von getroffenen Maßnahmen zur Chloridvermeidung sollte sorgfältig überprüft werden. Dies gilt insbesondere für Anlagenbereiche, die aufgrund ihrer Betriebsbedingungen als potenziell gefährdet anzusehen sind. Allerdings kann der Chlorideintrag auch schon herstellungsbedingt sein und damit lange zurück liegen. Dies wurde zum Beispiel für die in Grafenrheinfeld entdeckten Risse angenommen [GRS 2006a].

Nach gegenwärtigem Kenntnisstand kann die Anwesenheit von die transkristalline Spannungsrisskorrosion fördernden Chlorid-Ionen in den Rohrleitungssystemen nicht ausgeschlossen werden.

### **9.3.4 Transkristalline Spannungsrissskorrosion in Isar 1**

In Isar 1 wurden ähnliche Risse – im gleichen Werkstoff in einer Rohrleitung – bereits vor 2007 gefunden (siehe in Anhang 2 meldepflichtiges Ereignis am 01.04.2006), offenbar ohne die Bedeutung zu erkennen. Für Isar 1 enthalten die Berichte kein meldepflichtiges Ereignis zu Rissen, bei dem als Fundort eine Armatur angegeben wird. Es stellt sich die Frage, ob entsprechende Armaturen in Isar 1 auf Risse geprüft worden sind. Auf eine Anfrage im Bayerischen Landtag antwortete das Staatsministerium ausweichend. Es gab jedoch an, dass es vier meldepflichtige Ereignisse aufgrund derartiger Befunde an Behältern, Rohrleitungen und Armaturen gegeben habe [BSMUG 2009d]. In welchen Systemen die Risse an welchen Stellen festgestellt wurden, beantwortete das Ministerium nicht. Auch eine für diese Stellungnahme nochmals vorgenommene Durchsicht der Berichte für meldepflichtige Ereignisse in Isar 1 ergab keine Aufklärung. Sollten die vom Ministerium genannten Meldungen dennoch in den Listen stehen, aber aufgrund des Meldetextes nicht erkennbar sein, müssen mindestens drei bereits vor der Feststellung der Risse in Armaturen in Krümmel entdeckt worden sein.

In anderen Reaktoren der Baulinie SWR`69 wurden seit 2007 in großem Umfang Risse festgestellt, für die als Ursache chloridinduzierte transkristalline Spannungsrissskorrosion ermittelt wurde (siehe oben). Für Isar 1 gibt es diesbezüglich auch ein meldepflichtiges Ereignis. Ein Vergleich der meldepflichtigen Ereignisse mit Rissen ergibt jedoch für die in anderen Anlagen betroffenen Armaturen in Isar 1 bisher keine Befundmeldungen. Bekannt ist, dass Prüfungen an Stopfbuchsabsaugleitungen von Armaturen in Isar 1 ohne Befund waren. Fraglich ist jedoch in welchem Umfang diese Leitungen geprüft worden sind und ob auch die entsprechenden Armaturen und ihre Gehäuse in die Prüfungen einbezogen wurden. Bekannt ist weiterhin, dass ein Teil von Armaturen und Gehäusen in Isar 1 in der Vergangenheit ausgetauscht wurden [BSMLU 1994a]. Inwieweit deshalb für diese Teile Prüfungen überflüssig sind und insbesondere inwieweit nicht ausgetauschte Teile überprüft wurden, ist nicht bekannt.

### **9.3.5 Fazit zur transkristallinen Spannungsrissskorrosion**

Die in Krümmel und später bei einer Übertragbarkeitsprüfung in Brunsbüttel festgestellten Risse an den Innenflächen von Armaturen waren für den verwendeten Werkstoff (Stahl 1.4550) von allen beteiligten Experten von Hersteller, Betreiber, Behörde und Gutachter für ausgeschlossen gehalten worden. Deshalb wurden die Bereiche, in denen die Risse gefunden wurden, bis zum Ereignis nicht geprüft. Die chloridinduzierte transkristalline Spannungsrissskorrosion wurde als beherrscht angesehen.

Die Eigenschaften des eingesetzten Werkstoffs wurden überschätzt. Es muss heute davon ausgegangen werden, dass chloridinduzierte transkristalline Spannungsrissskorrosion nicht

sicher vermieden werden kann, da es keiner außergewöhnlichen Voraussetzungen bedarf, um sie auszulösen.

Die Sachlage zur transkristallinen Spannungsrisskorrosion in Isar 1 wird aus den zugänglichen Unterlagen nicht klar. Hier existiert ein dringender Aufklärungsbedarf.

#### **9.4 Gesamtfazit zu Rissen**

Risse in Rohrleitungen und Armaturen sind in allen SWR`69 so auch in Isar 1 bisher ein besonderes Problem gewesen und sind es offensichtlich nach wie vor. Gelegentlich wird von Behörden- und Betreiberseite bzw. deren Gutachter darauf hingewiesen, dass die Zahl der Rissbefunde gemessen an den Reaktorbetriebsjahren gering sei. Dies ist unter ingenieurtechnischen Aspekten eine nachvollziehbare Bewertung der Sachlage. In Bezug auf Risse in druckführenden Komponenten von Atomkraftwerken hilft diese Aussage allerdings nicht weiter. Sicherheitstechnisch kann jeder Riss, der nicht rechtzeitig entdeckt wird, weitreichende Folgen haben.

Die hier aufgezeigte Historie zu Rissen in verschiedenen Rohrleitungssystemen in Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 zeigt:

- ◆ Es sind in der Vergangenheit Effekte aufgetreten, die Risse initiiert oder ihre Bildung unterstützt haben, die nicht vorhergesehen wurden.
- ◆ Die Risse sind in Werkstoffen aufgetreten, die die Experten von Betreibern und Behörden für in dieser Beziehung sicher gehalten haben.
- ◆ In den von Rissen betroffenen Rohrleitungssystemen wurden nach Austausch oder Reparatur bisher nicht alle Schweißnähte geprüft.
- ◆ Die komplexen Randbedingungen bei Rohrleitungen, Armaturen und Komponenten sorgen dafür, dass an manchen Stellen wiederkehrende Prüfungen nur schlecht durchführbar sind oder keine ausreichenden Prüftechniken zur Verfügung stehen.

Eine noch so gute Erforschung und Beschreibung der Vergangenheit schützt nicht grundsätzlich gegen neue auftretende Effekte in der Zukunft. Es kann bestenfalls Vorsorge getroffen werden, dass Gleiches nicht noch einmal passiert. Unter den genannten Voraussetzungen ist es also keineswegs auszuschließen, dass auch in Zukunft Risse entstehen.

Durch einen Riss in bestimmten Rohrleitungen kann ein Störfall mit Kühlmittelverlust ausgelöst werden. Tritt der Riss als Einzelfehler auf, kann die daraus folgende Leckage oder der resultierende Bruch mit hoher Wahrscheinlichkeit beherrscht werden, sodass keine größeren

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

radioaktiven Freisetzungen erfolgen. In jedem Fall kommt es aber zu einer unnötigen Kontamination von Material sowie zu zusätzlichen Strahlenbelastungen des Personals.

Funktionieren nach einem Rohrleitungsschaden aufgrund des Störfalls angeforderte Sicherheitssysteme nicht oder resultieren der Riss bzw. das Risswachstum und seine Folgen aus einem anderen Störfall, ist die Sachlage gänzlich anders. Bei einem Störfall (bedingt durch Brand, Kurzschluss, Explosionen etc.) können in den Rohrleitungen besondere Belastungen auftreten, durch die in für Risse anfälligem Werkstoff Leckagen entstehen. Diese können wiederum zum Teil- oder Gesamtausfall von Systemen führen.

Eine besondere Gefahr geht von der interkristallinen Spannungsrissskorrosion aus. Sollte sich die Vermutung des BfS bestätigen, dass die langandauernde Phase der Rissinitierung noch nicht abgeschlossen ist und erst später das aus dem Labor bekannte rasante Risswachstum zu erwarten ist, wäre schon aus diesem Grund eine Laufzeitverlängerungen für Isar 1 höchst fraglich.

### **9.5 Mögliche Auswirkungen von Rohrleitungsversagen**

#### **9.5.1 Probabilistische Sicherheitsanalyse der GRS**

Die Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit mbH (GRS) hat im Auftrag des Bundesumweltministeriums Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) der Level 1 und 2 für Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 durchgeführt [GRS 2006b].

In der PSA Level 1 wurden Störfallabläufe identifiziert, die zu einer Zerstörung des Reaktorkerns führen. Daraus folgt eine große Zahl möglicher Kombinationen von Zuständen des Reaktors. Kombinationen deren Eintrittswahrscheinlichkeit kleiner als  $1,0 \cdot 10^{-9}/a$  waren, wurden für die weitere Analyse vernachlässigt. Es ergaben sich dann 81 verschiedene Reaktorkernzerstörungszustände. Die Zustände sind zum Beispiel gekennzeichnet durch die Integrität oder Nichtintegrität des Kühlmittel-/Dampfkreislaufs und die Funktionalität oder Nichtfunktionalität von Sicherheitseinrichtungen wie Ventile, Einspeisesysteme und Steuerstäbe.

Die Gesamtwahrscheinlichkeit, dass einer von den 81 Zuständen eintritt, wird mit  $2,2 \cdot 10^{-6}/a$  angegeben. Den größten Einzelbeitrag zu dieser Wahrscheinlichkeit liefert die nicht ausreichende Überdeckung des Reaktorkerns mit Wasser im Falle einer Transiente<sup>19</sup> in Kombination mit einer nicht Absperrbarkeit von Dampfleitungen, die zu einem Wassereintrich in die Hauptfrischdampfleitungen führt. Dadurch entstehen in den Rohrleitungen Druckstöße, die zu großen Leckagen oder Brüchen in den Frischdampfleitungen außerhalb des Sicherheits-

---

<sup>19</sup> Transiente ist ein Ausgleichsvorgang, wenn in einem System ein physikalischer Parameter (Druck, Temperatur etc.) zwei extrem unterschiedliche Werte besitzt.

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

behälters führen können. Der Reaktorkern ist dann nicht mehr mit Wasser überdeckt und beginnt zu schmelzen.

Die PSA Level 2 besteht aus einer deterministischen und einer probabilistischen Unfallanalyse.

Ausgangspunkt für die deterministische Analyse sind bei unterstelltem Vollastbetrieb die 20 von den 81 in der PSA Level 1 ermittelten Reaktorkernzerstörungszustände, die unter Berücksichtigung der Kriterien aus den bundesdeutschen Regelempfehlungen die höchste Eintrittswahrscheinlichkeit besitzen. Das Spektrum der betrachteten Szenarien beinhaltet Transientenszenarios mit Speisewasserverlust im Reaktordruckbehälter oder „station black out“, Szenarien mit verschiedenen Leckagen im Kühlkreislauf innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters und Szenarien mit einer Leckage der Kondensationskammer.

Typischerweise führen die Szenarien in einem Siedewasserreaktor zu einem frühen Druckverlust im Reaktordruckbehälter (RDB). Wenn kein Einspeisesystem zur Verfügung steht, führt dies zu einem schnellen Kühlmittelverlust im RDB und der Kern beginnt zu schmelzen. Die Schmelze fließt zwischen den Brennelementkästen in den unteren Bereich des RDB, der lokal durchschmilzt. Schmelze und Restwasser fließen in den Steuerstabraum, der den unteren Teil des Sicherheitsbehälters darstellt. Wegen der Dünnwandigkeit versagt der Sicherheitsbehälter fast unmittelbar. In den anschließenden Räumen des Reaktorgebäudes erfolgt ein schneller Druckanstieg, der Öffnungen nach außen verursacht. Die gasförmigen Radionuklide werden freigesetzt. Das heißt in den SWR `69 erfolgt bei einem Kernschmelzunfall eine frühe und umfangreiche Freisetzung von radioaktiven Gasen und Aerosolen.

Zentraler Teil der probabilistischen Analyse ist eine Fehlerbaumanalyse. Deren Ausgangspunkt sind die 81 Zustände aus der PSA Level 1. Für den Fehlerbaum wurden verschiedene Zustände und Wirkungen zu bestimmten Zeitpunkten innerhalb und außerhalb von Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter berücksichtigt. Die Hauptergebnisse sind, dass

- ◆ bei beinahe allen Abläufen (98 %) der Boden des Reaktordruckbehälters durchschmilzt,
- ◆ nach dem Reaktordruckbehälter immer nach kurzer Zeit auch die Bodenschale des Sicherheitsbehälters versagt,
- ◆ Druckwellen im Reaktorgebäude bei 85 % der Abläufe für ein Versagen der Türen zu den benachbarten Gebäuden und bei 4 % für eine Öffnung des Daches sorgen,
- ◆ die Eintrittswahrscheinlichkeit von umfangreichen und frühen Freisetzungen gasförmiger radioaktiver Stoffe in die Umgebung nur unwesentlich geringer ist als die Wahrscheinlichkeit für den jeweiligen Reaktorkernschadenzustand.

Zusammengefasst bedeuten die Ergebnisse der PSA Level 2: Tritt eine Kernschmelze ein, hat dies nahezu immer die Freisetzung großer Mengen radioaktiver Stoffe zu einem frühen Zeitpunkt zur Folge.

Um im Falle von Freisetzungen radioaktiver Stoffe so früh wie möglich Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung einleiten zu können, hat die GRS im Auftrag des Bundesamts für Strahlenschutz das Entscheidungshilfesystem RODOS entwickelt. Damit soll eine prognostische Abschätzung von Menge, Zusammensetzung und Zeitpunkt der Freisetzung aus der Anlage („Quellterm“) während der so genannten Vorfreisetzungsphase möglich sein. Die PSA Level 2 liefert die Voraussetzung, das RODOS nun auch auf SWR`69 angewendet werden kann [GRS 2009]. Auch mit RODOS wird bestätigt, dass die in [GRS 2006; NUCWEEK 2006] genannte Vorwarnzeit für eine Freisetzung nur zwischen 1,5 und 5 Stunden beträgt.

### **9.5.2 Bewertung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse**

Die ermittelte Wahrscheinlichkeit für das Auftreten einer Kernschmelze ist relativ gering. Es ist aber darauf hinzuweisen, dass eine Wahrscheinlichkeitsaussage nicht die Ausschließbarkeit eines Ereignisses bedeutet. Vielmehr bestätigt sie eindeutig die Möglichkeit des Eintretens. Die Methodik zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeit ist sehr komplex und beinhaltet eine Vielzahl von Annahmen. Die Annahmen beruhen auf dem jeweils aktuellen Kenntnisstand, der bekanntlich begrenzt ist. Die Ereignisabläufe bei Störfällen oder sicherheitsrelevanten meldepflichtigen Ereignissen zeigen immer wieder, dass nicht vorhergesehene oder nicht vorhersehbare Effekte auftreten.

Das oben beschriebene Szenario mit der größten Eintrittswahrscheinlichkeit ist vor dem Hintergrund der Erfahrungen mit den Rohrleitungen im Reaktorbetrieb ebenfalls geeignet, die Aussagekraft einer Wahrscheinlichkeitsangabe infrage zu stellen. Enthalten die betroffenen Rohrleitungen Risse, die durch Wiederkehrende Prüfungen nicht entdeckt wurden (z. B. weil an der Stelle Risse für ausgeschlossen gehalten wurden), so reichen schon Druckstöße geringerer Kraft, um die Rohrleitungen zu zerstören. Eine nachträgliche Wahrscheinlichkeitsberechnung kann dann eine sehr viel höhere Wahrscheinlichkeit ergeben.

Die Integrität, aber auch die Funktionalität zum Beispiel der Einspeisesysteme, kann auch in anderen Szenarien durch von Rissen verursachte Leckagen gestört sein.

Auch die Berücksichtigung eines Abschneidekriteriums, hier  $1,0 \cdot 10^{-9}/a$ , ist problematisch. In der Vergangenheit sind immer wieder Situationen eingetreten, die zuvor als extrem unwahrscheinlich galten.

Welche Rolle die Eintrittswahrscheinlichkeit bei der Entscheidung zu einer technischen Einrichtung spielt, sollte davon abhängig sein, welche Auswirkungen ein Unfall hat. Sind diese Auswirkungen sehr groß, sollte auf den Betrieb verzichtet werden. Auf jeden Fall dann, wenn

## Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

das mit dem Betrieb der Einrichtung verfolgte Ziel auch erreicht werden kann, ohne solche Beeinträchtigungen hervorzurufen.

Unabhängig von dem grundsätzlichen Problem mit dem Aussagewert der Eintrittswahrscheinlichkeit für einen Kernschmelzunfall machen die Ergebnisse der PSA Level 2 deutlich, dass die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 bei einem Kernschmelzunfall im Vergleich zu anderen in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Reaktortypen praktisch kein schadenminderndes Potenzial im Hinblick auf die Freisetzungsmenge radioaktiver Stoffe besitzen. Außerdem erfolgt die Freisetzung zu einem frühen Zeitpunkt nach der Kernfreilegung. Dadurch sind in der Umgebung keine zielführenden Katastrophenschutzmaßnahmen möglich. Insgesamt ist daher das Risiko (Produkt aus Eintrittswahrscheinlichkeit und Schadensausmaß eines Unfalls) das vom Betrieb von Isar 1 ausgeht sehr hoch.

## **Versicherung**

Wir versichern, dass diese Stellungnahme nach bestem Wissen und Gewissen, unparteiisch und ohne Weisung hinsichtlich ihrer Ergebnisse erstellt worden ist.

Wolfgang Neumann  
intac GmbH

Oda Becker  
*SCEE*

## Literatur

- ALVAREZ 2003 R. Alvarez et al.: Reducing the Hazards from Stored Power-Reactor Fuel in the United States, Science & Global Security, Vol. 11, No. 1 (2003); S. 1-60
- ATW 1978 Betriebsergebnisse der deutschen Kernkraftwerke 1977, KKI Isar; atomwirtschaft – atomtechnik, 23. Jahrgang, Heft 10, Oktober 1978
- ATW 2001 Isar 1, Beitrag im Nachrichtenteil; atomwirtschaft, 46. Jahrgang, Heft 11, November 2001
- ATW 2002 Isar 1, Beitrag im Nachrichtenteil; atomwirtschaft, 47. Jahrgang, Heft 6, Juni 2002
- ATW 2009 ATW: Kernkraftwerke in Deutschland, Betriebsergebnisse 2008, Internationale Zeitschrift für Kernenergie, 2009
- A+S 1979 Betriebserfahrungen mit Kernkraftanlagen in der Bundesrepublik Deutschland; Atom + Strom, Jg.25 (1979), Heft 2
- A+S 1982 Betriebserfahrungen mit Kernkraftanlagen in der Bundesrepublik Deutschland; Atom + Strom, Jg.28 (1982), Heft 2
- BERG 1990 H. Berg: Realisierung von Maßnahmen zur Vermeidung von dehnungsinduzierter Risskorrosion in ferritischen Rohrleitungen eines Siedewasserreaktors; 16. MPA-Seminar, Stuttgart, 04./05. Oktober 1990
- BERG 2004 H.P. Berg; M. Röwekamp: German Practice on Active Fire Protection Features; in IAEA: Experience Gained From Fires In Nuclear Power Plants: Lessons Learned; IAEA-TECDOC-1421; 2004
- BEZE 1999 Berliner Zeitung: „Meiler halten Jet-Absturz nicht stand“, Artikel am 19.11.1999
- BFS 1999 Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz: Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen; Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden; Stand 12/99

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

BFS 2001	Bundesamt für Strahlenschutz: „Korrosionsvorgänge und Korrosionsschäden in kerntechnischen Anlagen“; B. Schlicht-Szesny, KT-IB-87, Dezember 2001
BfS 2007	Bundesamt für Strahlenschutz: Jahresbericht 2007
BFS 2008	Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Strahlenwirkungen; <a href="http://www.bfs.de">www.bfs.de</a> , eingesehen im August 2008
BfS 2009	Bundesamt für Strahlenschutz, eingesehen am 05.05.2009
BLT 1971	Bayerischer Landtag: Bau von Atomkraftwerken bzw. Flußkraftwerken an der unteren Isar, Drucksache 7/816, 28.04.1971
BLT 1979	Bayerischer Landtag: Leistungsbetriebsaufnahme des Kernkraftwerks Isar in OHU, Drucksache 9/1252, 16.04.1979
BLT 1988a	Bayerischer Landtag: Sicherheitszustand der Kernkraftwerke in Bayern insbesondere Isar 1, Drucksache 11/7575, 05.08.88/11.08.88
BLT 1988b	Bayerischer Landtag: Flugzeugabstürze in Bayern, Drucksache 11/7565, 04.08.88/09.08.88
BLT 1992	Bayerischer Landtag: Plenarprotokoll 12/62 vom 22.07.92
BLT 1993a	Bayerischer Landtag: Informationspolitik zu den Rissen im Atomkraftwerk Ohu 1, Drucksache 12/11820, 07.06.93/23.06.93
BLT 1993b	Bayerischer Landtag: Risse im Atomkraftwerk Ohu 1, Drucksache 12/11869, 07.06.93/24.06.93
BLT 1993c	Bayerischer Landtag: Dringlichkeitsantrag der Abgeordneten Paulig, Dr. Fleischer, Kellner und Fraktion betreffend Untersuchung des vollständigen Rohrleitungssystems des Atomkraftwerks Isar 1 auf Rißbildung, Plenarprotokoll 12/105 vom 04.11.93
BLT 1993d	Bayerischer Landtag: MD Vogl auf der Sitzung des Umweltausschusses des Bayerischen Landtags am 11.02.1993
BLT 2002a	Bayerischer Landtag: Konsequenzen aus dem schweren Störfall im AKW Brunsbüttel für die bayerischen Siedewasserreaktoren Isar 1 und Gundremmingen B und C; Drucksache 14/9564, 04.06.2002
BLT 2002b	Bayerischer Landtag: Rissanzeigen und Stand der Basissicherheit im AKW Isar 1, Drucksache 14/8932, 05.04.2002

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

BLT 2004a	Bayerischer Landtag: Gefahren bei einem Flugzeugabsturz auf das Atomkraftwerk Isar 1, Drucksache 15/233, 26.02.2004
BLT 2004b	Bayerischer Landtag: Flugrouten in der Nähe des Atomkraftwerk Isar 1, Drucksache 15/1038,27.05.2004
BLT 2006a	Bayerischer Landtag: Aufklärung über Vorkommnisse im Zusammenhang mit dem Brennelementwechsel im März und April 2006 beim Atomkraftwerk Isar 1; Drucksache 15/5807, 18.07.2006
BLT 2006b	Bayerischer Landtag: Schutz der Atomkraftwerke vor Flugzeugabstürzen, Drucksache 15/4560, 26.01.2006
BMI 1977	Bundesminister des Innern: Besondere Vorfälle in Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland, Berichtszeitraum 1965-1976, Juli 1977
BMI 1978-1985	Bundesminister des Innern: Übersicht über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland, Berichtszeiträume 1977-1985
BMU 1985-1990	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Übersicht über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland, Jahresberichte
BMU 1991-1993	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Meldepflichtige Ereignisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland, Jahresberichte
BMU 1994-2008	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahres- und Quartalsberichte
BMU 1988	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Übersicht über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 1988
BMU 1997a	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a)

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- BMU 2002a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Bericht über das Vorkommnis mit Abriß einer Kühlleitung im Atomkraftwerk Brunsbüttel, Bonn, 25. Februar 2002
- BMU 2002b Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 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 2004a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Dritte Überprüfungstagung im April 2005, Bonn September 2004
- BMU 2005a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Wirksame Sicherheitsmaßnahmen statt Nebelkerzen; BMU Pressedienst Nr. 065/05, Berlin; 18.03.2005
- BMU 2005b Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: „Ausgewählte probabilistische Brandanalysen für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb einer Referenzanlage mit Siedewasserreaktor älterer Bauart“; M. Röwekamp, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU- 2005-666
- BMU 2007a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Vierte Überprüfungstagung im April 2008, Berlin Oktober 2007
- BMU 2007b Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: „Analyse und Bewertung des Gefährdungspotenzials durch Korrosion in deutschen LWR“; Forschungsvorhaben SR 2521, TÜV Nord EnSys

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

	Hannover GmbH & Co.KG, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU- 2005-698
BMU 2008a	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Umweltpolitik – Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung, Jahresbericht 2007, Teil B, Bonn, Dezember 2008
BND 2006	Bundesnachrichtendienst: Aussagen des BND-Präsidenten Uhlau laut Artikel „BND sieht Energieversorgung bedroht“ der Hannoversche Allgemeine Zeitung am 13. Oktober 2006
BSMLU 1972	Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umwelt: Kernkraftwerk Isar (KKI) in Ohu, Landkreis Landshut – Genehmigung zur Errichtung der Anlage; 6341a5 – III/5 – 8374, 16.05.1972
BSMLU 1980a	Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umwelt: 5. Teilgenehmigungsbescheid nach § 7 Atomgesetz (AtG) zur Erhöhung der Lagerkapazität des Brennelement-Lagerbeckens im Kernkraftwerk Isar (KKI) in Ohu, Landkreis Landshut; 9205-VI/2-10748, 4. März 1980
BSMLU 1980b	Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umwelt: Brief von Minister Dick an H. Weinzierl (Bund Naturschutz), 9205-VI/2c-4167, 05.03.1980
BSMLU 1980c	Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umwelt: 7. Teilgenehmigungsbescheid nach § 7 Atomgesetz (AtG) zum weiteren Betrieb für das Kernkraftwerk Isar1 (KKI 1) ... bis zum 2. Brennelementwechsel; 9205-VI/6-31122, 10. Juli 1980
BSMLU 1982	Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umwelt: 9. Teilgenehmigung nach § 7 Atomgesetz (AtG) zur nuklearen Wiederinbetriebnahme und zum weiteren Betrieb für das Kernkraftwerk Isar1 (KKI 1) ...; 9205-727-25953, 28. Juli 1982
BSMLU 1994a	Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umwelt: Genehmigung nach § 7 Atomgesetz (AtG) zum Teilaustausch von Frischdampfleitungen und zur Änderung der Leitungsführung im Nachkühlsystem im Kernkraftwerk Isar1 (KKI 1) – 6. Änderungsgenehmigung – 9205-921-10240, 23.03.1994
BSMLU 1994b	Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umwelt: Genehmigung nach § 7 Atomgesetz (AtG) zur Änderung der Lastab-

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- tragskomponenten im Speisewassersystem (RL) und im Kernflutssystem (TK) vom Reaktordruckbehälter bis zur jeweiligen äußeren Durchdringungsabschlussarmatur im Kernkraftwerk Isar1 (KKI 1) – 8. Änderungsgenehmigung – 9205-921-57689, 27.10.1994
- BSMUG 2009a Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit: Antwort auf eine Anfrage von Bündnis 90/Die Grünen „Atomkraftwerk Isar 1: Erstellung der Periodischen Sicherheitsanalyse“, Drs. 16/2073, 09.09.2009
- BSMUG 2009b Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit: Antwort auf eine Anfrage von Bündnis 90/Die Grünen „Atomkraftwerk Isar 1: Aufarbeitung des Kugellagerereignisses von 1989“, Drs. 16/2068, 09.09.2009
- BSMUG 2009c Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit: Antwort auf eine Anfrage von Bündnis 90/Die Grünen „Atomkraftwerk Isar 1: Sicherheitsstandards bei Fluhzeugabstürzen“, Drs. 16/2072, 09.09.2009
- BSMUG 2009d Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit: Antwort auf eine Anfrage von Bündnis 90/Die Grünen „Atomkraftwerk Isar 1: Risse bei Siedewasserreaktoren der Baulinie 69“, Drs. 16/2071, 09.09.2009
- BSMUG 2009e Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit: Antwort auf eine Anfrage von Bündnis 90/Die Grünen „Atomkraftwerk Isar 1: Stand der Umsetzung des Vernebelungskonzepts“, Drs. 16/2069, 09.09.2009
- BSMUG 2009f Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit: Antwort auf eine Anfrage von Bündnis 90/Die Grünen „Atomkraftwerk Isar 1: Risse in austenitischen Rohrleitungen“, Drs. 16/2070, 09.09.2009
- BVERWG 2008 Bundesverwaltungsgericht: Urteil vom 10. April 2008 - 7 C 39.07
- BW 1993 Bayernwerk: Brief an die Abgeordnete im Bayerischen Landtag Kellner vom 22.03.1993
- DATF 2004 Deutsches Atomforum e.V.: Kernenergie in Deutschland, Jahresbericht 2004

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- ECKERT 1984 G. Eckert: Die wesentlichen Nachbesserungen der SWR-Kraftwerke der Baulinie 69; atomwirtschaft – atomtechnik, 24. Jahrgang, Heft 12, Dezember 1984
- EON 2009 E.ON Kernkraft: Periodische Sicherheitsüberprüfung bestätigt hohen Sicherheitsstandard des Kernkraftwerkes Isar 1, Pressemitteilung vom 09.02.2009
- ERVE 1994a M. Erve, G. Brümmer, V. Maier, U. Ilg, H.-J.Bäumler, A. Seibold, D. Blind: Geplante und realisierte Abhilfemaßnahmen gegen interkristalline Spannungsrißkorrosion zur Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebes mit Rohrleitungen aus stabilisierten austenitischen Stählen von Siedewasserreaktoren; 20. MPA Seminar 1994, Vol.2/32
- ERVE 1996 M. Erve und W. Kastner: Alterungsmanagement für Rohrleitungen unter besonderer Berücksichtigung von Korrosionseinflüssen; 4. KT/KTA-Winterseminar, 25./26. Januar 1996
- ERVE 1997 M. Erve: Die Bedeutung der Werkstofftechnik beim Lebensdauermanagement; 23. MPA-Seminar, Stuttgart, 01.-02.10.1997
- FM 2009 Flughafen München: Der Flughafen München in der Statistik, Verkehrsergebnisse 2008; eingesehen unter [www.munich-airport.de](http://www.munich-airport.de) im Mai 2009
- FRANZ 2004 C. Franz: Experience with maintenance and periodic tests in german NPPs and the influence of safety; Seminar 1, EUROSAFE 2004
- GREENPEACE 2009 Greenpeace e.V.: Auswirkungen eines schweren Unfalls im Atomkraftwerk Isar 1; Autorin O. Becker; Mai 2009 (nicht veröffentlicht)
- GRS 1989 Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS): Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B: Eine zusammenfassende Darstellung; Köln; 1989
- GRS 2003 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Zur Sicherheit des Betriebs der Kernkraft in Deutschland; Köln, 1999, 3. Auflage 2003
- GRS 2003a: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Entwicklungen zur Zuverlässigkeit passiver Strukturen; Jahresbericht 2002/2003
- GRS 2006a Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Jahresbericht 2005/2006
- GRS 2006b Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH: Methods and Results of a PSA Level 2 for a German BWR of the 900 MWe Class; H.

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- Löffler and M. Sonnenkalb in EUROSAFE 2006, Paris, 13 &14.  
November 2006
- GRS 2009      Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH: Erhöhung der  
Zuverlässigkeit der RODOS-Ergebnisse für eine SWR-Anlage; BfS-  
RESFOR-11/09, urn:nbn:de:0221-2009042353, Salzgitter, Juni 2009
- HELLER 2006      W. Heller: Luftsicherheitsgesetz verfassungswidrig, Zeitschrift für  
Atomwirtschaft (ATW) Band 51, Heft 5; Mai 2006
- HOFFMANN 2007      H. Hoffmann et al.: Das Integritätskonzept für Rohrleitungen sowie  
Leck- und Bruchpostulate in deutschen Kernkraftwerken; VGB Power-  
Tech 7/2007
- HSK 2004      Hauptabteilung für die Sicherheit von Kernanlagen (Schweiz): Erfah-  
rungs- und Forschungsbericht, 2004
- HSK 2008      Hauptabteilung für die Sicherheit von Kernanlagen (Schweiz): Erfah-  
rungs- und Forschungsbericht, 2008
- HÜTTNER 2009      F. Hüttner: Oxidschichten schützen den Werkstoff; atw 54 Jg. (2009)  
Heft 6 – Juni
- IAEA 2000      International Atomic Energy Agency: Operational safety performance  
indicators for nuclear power plants; IAEA-TECDOC-1141, IAEA,  
Vienna, May 2000
- IAEA 2001      International Atomic Energy Agency: The International Nuclear Event  
Scale (INES), User's Manual, 2001 Edition
- IAEA 2004      International Atomic Energy Agency: Experience Gained From Fires In  
Nuclear Power Plants: Lessons Learned; IAEA-TECDOC-1421; 2004
- JENDRICH 2006      U. Jendrich et al.: Chloride Induced Transgranular Stress Corrosion  
Cracking (TGSCC) of Stainless Steel Componentes in German  
Nuclear Power Plants; Proc. 6<sup>th</sup> Int. Symp. Contribution of Materials  
Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs, Vol. 1,  
18.-22. September 2006
- JTK 2004      Jahrestagung Kerntechnik Fachsitzung: Radiolysegas in SWR Anla-  
gen, Düsseldorf 27.05.2004
- KELLER 1984      W. Keller: Siedewasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland;  
atomwirtschaft – atomtechnik, 24. Jahrgang, Heft 12, Dezember 1984

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

KLEEN 2004	U. Kleen, B. Schubert: Bruch der Deckelsprühleitung im KKB, Jahrestagung Kerntechnik 2004; Düsseldorf 27.05.2004
KILIAN 1997	R. Kilian: Ergebnisse des VGB-Forschungsvorhabens zur Absicherung des Betriebsverhaltens austenitischer Stähle in SWR Rohrleitungen; 23. MPA-Seminar, Stuttgart, 01.-02. Oktober 1997
KILIAN 2000	R. Kilian: Interkristalline Spannungsrisskorrosion austenitischer Rohrleitungswerkstoffe unter SWR-Bedingungen, Ergebnisse der Forschungsvorhaben, Phase 4: Risswachstum; 26. MPA-Seminar, Stuttgart, 05.-06. Oktober 2000
KKK 2008	Aussagen des Betriebsleiters Lucht des Kernkraftwerks Krümmel anlässlich eines Besuchs von R. Harms (MEP) und W. Neumann am 27.06.2008
KTA 1997	Kerntechnischer Ausschuss: Grundlagenpapier - Zusammenstellung Anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen und die Prüfung ihrer Regelung im KTA; KTA-GS-66, Salzgitter, Juni 1997
KTA 2005	Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA-Regel Nr. 2101.3, Brandschutz in Kernkraftwerken, Teil 3: Brandschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen; Fassung 12/00, überprüft 11/05
KTA 2006	KTA 3201.4: Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren. Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebüberwachung. Fassung 6/99, BAnz. Nr. 200a vom 22. Oktober 1999; Bestätigung der KTA 3201.4 laut KTA-Regelprogramm auf der Website des Kerntechnischen Ausschuss, eingesehen am 30.07.2009
KTA 2009	Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA-Regel Nr.2301, Alterungsmanagement in Kernkraftwerken, in Vorbereitung, Stand 28.09.2009
KWU 1975	KWU Aktiengesellschaft: Sicherheitsbericht Kernkraftwerk Isar (KKI) mit Siedewasserreaktor 2575 <sub>th</sub> , Band 1 Text, August 1975
MFE 2003	Bericht des Ministeriums für Finanzen und Energie des Landes Schleswig-Holstein zu Meldepflichtigen Ereignissen im Kernkraftwerk Brunsbüttel (KKB), Kiel, 18. Februar 2003
MICHEL 2001	F. Michel et al.: Experience with piping in German NPPs with respect to ageing-related aspects; Nuclear Engineering and Design 207 (2001) 307-316

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- MPA 1987            Staatliche Materialprüfanstalt (MPA), Universität Stuttgart: Beitrag zum derzeitigen Kenntnisstand über die dehnungsinduzierte Rißkorrosion in druckführenden Komponenten aus ferritischen Werkstoffen, Bearbeiter Dr. P. Deimel, B. Iskluth und Dr. D. Blind, Dezember 1987, BMU-1988-204
- 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
- NUCWEEK 2001a    Nucleonics Week, Newsletter, McGraw-Hill; Vol. 42 October 18, 2001, S. 3
- NUCWEEK 2001b    Nucleonics Week, Newsletter, McGraw-Hill; Vol. 42 November 29, 2001, S. 7
- NUCWEEK 2006    Nucleonics Week, Newsletter, McGraw-Hill; Vol. 47, Nr. 6; 2006
- ÖKOINST 1989    Öko-Institut e.V.: Gutachterliche Stellungnahme zum Dringlichkeitsantrag der SPD-Fraktion des Münchner Stadtrates vom 8.8.1989 „Keine Wiederinbetriebnahme des Kernkraftwerks Isar 1 in Ohu“, L. Hahn und M. Sailer, erstellt im Auftrag der Landeshauptstadt München, 14. August 1989
- ÖKO-INST 1990    Öko-Institut e.V.: Umsetzung der Erkenntnisse aus der Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke auf ausgewählte Belange des Katastrophenschutzes; Gutachten im Auftrag des Ministers für Soziales, Gesundheit und Energie des Landes Schleswig-Holstein, Autoren Christian Küppers, Michael Sailer, Karin Weyrich, Kiel, 1990
- OHLMEYER 2003    H. Ohlmeyer u. H. Förster: Präventive Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand bei SWR-Anlagen; in: Fortschritte und Beherrschung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse; Bericht einer KTG Fachtag, Karlsruhe, 25./26. September 2003, hrsg. als Wissenschaftlicher Bericht des Forschungszentrums Karlsruhe, FZKA 6935, Dezember 2003
- PAULIG 2006        Sicherheit von Atomkraftwerken nach Forsmark, Konsequenzen des Störfalls am 25. Juli 2006 für deutsche und bayerische Reaktoren; 17.08.2006, unter [www.gruene-fraktion-bayern.de](http://www.gruene-fraktion-bayern.de) eingesehen im Mai 2009

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- RÖWEKAMP 1998 M. Röwekamp: Operational Experience and Data; in IAEA: Upgrading of fire safety in nuclear power plants; IAEA-TECDOC-1014; 1998
- RÖWEKAMP 2004 M. Röwekamp: Bewertung von Brandmodellen und Rechenprogrammen im Hinblick auf ihren Einsatz für Regulatorische Entscheidungen; Jahrestagung Kerntechnik 2004, Düsseldorf, 25.-27.05.2004
- RP 2008 RP-Online: Gabriel für Abschaltung alter Atommeiler; Artikel vom 29.10.2008; unter [www.rp-online.de](http://www.rp-online.de), eingesehen im Dezember 2008
- RSK 1978 Reaktor-Sicherheitskommission: Protokoll der 136. Sitzung am 16.08.1978
- RSK 1979 Reaktor-Sicherheitskommission: Rahmenspezifikation „Basissicherheit von druckführenden Komponenten“; 2. Anhang zu den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe vom 24. Januar 1979
- RSK 2003 Reaktor-Sicherheitskommission: Grundsätzliche Anforderungen an die Maßnahmen zur Verhinderung unzulässiger Radiolysegasreaktionen, Empfehlung 364. Sitzung am 10.07.2003
- RSK 2004 Reaktor-Sicherheitskommission: Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken; Empfehlung vom 22.08.2004
- RSK 2006 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): „Mängel an Mittelspannungskabeln mit sicherheitstechnischer Bedeutung in deutschen Kernkraftwerken“; Stellungnahme 09.03.2006
- SATO 2008 Y. Sato et al.: Simulation of stress corrosion cracking behavior in a tube-shaped specimen of nickel-based alloy 600; Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 1-7
- SCHNAPPAUF 2001 Staatsminister Dr. Werner Schnappauf (Umweltministerium, Wortprotokoll 69. LU vom 18.10.2001
- SPEIDEL 1999 M.O. Speidel and R. Magdowski: Stress Corrosion Cracking Of Stabilized Austenitic Stainless Steels In Various Types Of Nuclear Power Plants; 9th Int. Symp. On Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems 1999, S. 325-329
- STEINER 1999 E.K. Steiner und H. Krapf: „Alterungsmanagement in deutschen Kernkraftwerken“; VGB Kraftwerkstechnik 12/99, S.45

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- TÜRSCHMANN 2006 M. Türschmann, M. Röwekamp, H. P. Berg: Durchführung einer Brand-PSA mit aktuellen Methoden; Vortrag Jahrestagung Kerntechnik, Aachen, 16.-18. Mai 2006
- TÜV 1985 TÜV Norddeutschland e.V.: Untersuchungen zu Ereignisabläufen mit Kernschmelzen und Aktivitätsfreisetzungen in den DWR-Anlagen KKS und KBR sowie in den SWR-Anlagen KKB und KKK, erstellt im Auftrag der Energiesysteme Nord GmbH, Nr. 5085-001, Hamburg; Dezember 1985
- US CONGRESS 2004 National Commission On Terrorist Attacks Upon The United States (US-Congress): Outline of the 9/11 Plot, Staff Statement No. 16, June 16, 2004
- US GAO 2004 United States Government Accountability Office: Preliminary Observations on Efforts to Improve Security at Nuclear Power Plants; Review of activities of the Nuclear Regulatory Commission, GAO-04-1064T, September 14, 2004
- VENE 2007 Vattenfall Europe Nuclear Energy GmbH: „Hinweise auf Radiolysegas im Kernkraftwerk Brunsbüttel“; Presseerklärung vom 09.07.2007
- VENE 2008 Vattenfall Europe Nuclear Energy GmbH: „Sanierung von Dübeln und Armaturen geht voran“; Presseerklärung vom 16.08.2008
- VERMERK 2002 Vermerk M zu Flugzeugabsturz ILK, angefertigt für Herrn Minister Dietzel, Wiesbaden, 09. November 2002
- VGB 1994 Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken; redaktioneller Beitrag in der Zeitschrift VGB KraftwerksTechnik 5/1994
- VGB 2006 „Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken 2005“ Zeitschrift VGB PowerTech, Ausgabe 5/2006
- WACHTER 1995 O. Wachter, G. Brümmer: Erfahrungen mit austenitischen Stählen in Siedewasserreaktoren; Jahrestagung Kerntechnik, Nürnberg, 16.-18. Mai 1995
- WIDERA 2009 M. Widera und J. Ganswind: Sicherheitskonzept Bruchausschluss; atw 54 Jg. (2009) Heft 6 – Juni
- ZIEHM 2008 C. Ziehm: Sicherung von Kernkraftwerken vor Terrorangriffen – Konsequenzen aus dem Urteil des Bundesverwaltungsgerichts vom 10. April

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

2008 – 7 C 39.07; Kurzgutachten herausgegeben und im Auftrag von  
EUROSOLAR, Oktober 2008

## **A N H A N G 1**

Meldepflichtige Ereignisse mit erhöhter Sicherheitsrelevanz

in SWR`69 (ohne Isar 1)

1978 - 2008

[BMI 1977-1985] und [BMU 1985-2008]

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- 17.06.1978 KKB Durch ein Leck an einer Dampfleitung entwichen 2 Tonnen radioaktiver  
18.06.1978 Dampf in die Atmosphäre. Die nach Genehmigung zulässigen Abgabewerte  
wurden überschritten. Nach Auftreten der Leckage lief der Reaktor noch 2  
Stunden 41 Minuten weiter. Ein automatisches System hätte ihn nach 5 Minu-  
ten abschalten müssen, war aber von der Betriebsmannschaft manipuliert wor-  
den, um die Anlage am Netz zu halten.  
Nach der Reaktorschnellabschaltung gab es eine stark erhöhte Edelgasabgabe.  
Beide Ereignisse wurden in die damals höchste Kategorie A (sicherheitstech-  
nisch unmittelbar signifikant) eingestuft.
- 01.07.1983 KKP-1 Über dem zulässigen Wert erhöhte Jod-131-Abgabe durch schadhafte  
Brennelemente. (A)
- 25.08.1986<sup>20</sup> KKB Reaktorschnellabschaltung und Durchdringungsabschluss nach Nicht-  
schließen eines Entlastungsventils. (E)
- 05.12.1989 KWW Verzögertes Schließen zweier Sicherheits- und Entlastungsventile nach  
Reaktorschnellabschaltung. (E)
- 04.01.1990 KKB Nicht schließen eines Entlastungsventils bei WKP<sup>21</sup>. (E)
- 24.10.1989 KKB Schäden an 65 von insgesamt 248 Befestigungsschrauben der Frisch-  
dampf-Isolationsventile. (N)  
Bei der gleichen Revision fielen vier Schrauben in den Reaktordruckbehälter.
- 23.07.1990 KKK Rohrleitungsleckage im erdverlegten Teil des Zwischenkühlwassersys-  
tems. (S)
- 22.09.1990 KKP-1 Ungewolltes Öffnen und anschließendes Nichtschließen eines Entlas-  
tungsventils. (E)
- 16.01.1991 KKK Nichtschließen einer Durchdringungsarmatur im Zwischenkühlsystem  
bei Funktionsprüfung. (E, 1)
- 26.02.1991 KWW Abrutschen einer Brennelementkasten-Schneidvorrichtung im Lagerbe-  
cken. (N, 1)
- 11.03.1991 KKB Ausfall der Stellungsrückmeldung einer Durchdringungsarmatur. (E, 1)

---

<sup>20</sup> Ab 1986 wurde eine veränderte Nomenklatur der Kategorisierung der Meldungen eingeführt. Sie beruht nun auf dem Zeitpunkt der Meldepflicht an die Aufsichtsbehörde.

<sup>21</sup> Wiederkehrender Prüfung

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- 04.07.1991 KKB Nichtschließen eines Sicherheits- und Entlastungsventils bei WKP mit anschließender Reaktorschnellabschaltung. (E, 0)
- 09.07.1991 KWW Fehler in 2 Schweißnähten einer Saugleitung im Nachkühlsystem. (N, 1)
- 17.07.1991 KKP-1 Schäden an 2 Rückschlagklappen im Nebenkühlwassersystem. (N, 1)
- 07.11.1991 KKP-1 Funktionsstörung eines Absperrschiebers im Nachkühlsystem. (N, 1)
- < 1992<sup>22</sup> KKB Sicherheitstechnisch bedeutsame Überschreitung zulässiger Spannungen in der druckführenden Umschließung im Bereich des Reaktordruckbehälterdeckelstutzens durch unerkannte Radiolysegasreaktion. (E, 0)
- 22.05.1992 KKP-1 Abschalten eines 24-V-Gleichrichters infolge einer Netzstörung. (N, 1)
- 21.09.1992 KWW Befunde an drei Schweißnähten in der Treibwasserschleife 1. (N, 1)
- 14.11.1992 KKB Befunde an Schweißnähten in Lagerdruckwasser- und Reaktorwasserreinigungssystem. (N, 1)
- 20.11.1992 KKP-1 Edelgasabgabe. (N, 1)
- 30.12.1992 KKP-1 Kegelbefestigungsschrauben der äußeren Frischdampf-Isolierventile. (N, 1)
- 14.02.1993 KWW Fehlfunktion der Armaturen in den Saugleitungen der Treibwasserpumpen bei WKP. (N, 1)
- 14.08.1993 KKK Nichtöffnen von zwei Armaturen zu Sicherheits- und Entlastungsventilen bei WKP. (N, 1)
- 19.09.1993 KKP-1 Defekte Schrauben an einem Sicherheits- und Entlastungsventil des Frischdampfsystems. (N, 0)
- 08.02.1994 KWW Abriss einer Messleitung am Sicherheitsbehälter. (S, 1)
- 14.11.1994 KKK Vertauschung der Schaltrückmeldung an Einspeiseschaltern der doppeltversorgten 380-V-Notstromschienen. (N, 1)
- 04.02.1995 KKB Lokale rissartige Anzeigen in der Rohrleitung der Reaktordruckbehälter-Deckeldusche. (N, 0)

---

<sup>22</sup> Dieses/r Ereignis/Störfall wurde erst im Juli 2002 bei der Bewertung des Störfalls im Dezember 2001 entdeckt. Inwieweit der Betreiber Anzeichen für diese Radiolysegasreaktion zum Zeitpunkt ihres Eintretens bewusst oder unbewusst ignoriert hat, kann an dieser Stelle nicht beurteilt werden.

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- 14.08.1995 KKP-1 Schaden mit Leckage an einer Steuerleitung eines Sicherheits- und Entlastungsventils. (N, 0)
- 09.06.1996 KKP-1 Verlängerte Öffnungszeiten an Sicherheits- und Entlastungsventilen im Rahmen WKP. (N, 0)
- 25.06.1996 KKP-1 Fehlerhaftes Vorgehen beim Austausch defekter Unterspannungsrelais. (N, 1)
- 27.01.1997 KKP-1 Unbeabsichtigtes Ausfahren des Teleskopmastes der Brennelementwechselbühne. (N, 1)
- 05.04.1997 KKB Abweichung vom spezifizierten Zustand im Kernflutsystem. (N, 1)
- 17.04.1998 KKK Versagen des inneren Durchdringungsabschlusses der Zudampfleitung des Einspeisesystems bei einem postulierten Fehler im Reaktorschutzsystem. (E, 1)
- 06.04.2001 KKK Absturz eines Brennelementes nach fehlerhaften Anheben. (E, 1)
- 19.11.2001 KKK Nichtschließen einer Durchdringungsarmatur der Frischdampf-Betriebsentwässerung bei WKP. (E, 1)
- 18.02.2002 KKB Bruch der Reaktordruckbehälter-Deckelsprühleitung im Sicherheitsbehälter<sup>23</sup>. (E, 1)
- 12.03.2002 KKK Ausfall der Brandmeldeanlage des Reaktorgebäudes aufgrund einer Störung der Spannungsversorgung. (N, 0)
- 17.07.2002 KKB Planungsfehler in der Steuerung der Notstromversorgung und der Steuerung von Not- und Nachkühleinrichtungen. (E, 1)
- 27.08.2002 KKB Abweichungen bei Schutzfunktionen im Notstromfall. (N, 1)
- 03.09.2002 KKK Unvollständiges Öffnen der diversitären Druckbegrenzungsarmaturen im Anforderungsfall bei zusätzlichem Notstromfall. (N, 1)
- 12.09.2002 KKB Abweichungen in der Steuerung des Not- und Nachkühlsystems. (N, 1)
- 29.04.2003 KKP-1 Papierfunde im Schnellabschaltsystem und im Steuerstabantriebssystem. (N, 1)

---

<sup>23</sup> Hinter dieser harmlosen Formulierung versteckt sich einer der gefährlichsten Störfälle in der Bundesrepublik (siehe Kapitel 8.2.1), Er hatte sich bereits am 14.12.2001 ereignet, wurde aber vom Betreiber als harmloses Leck interpretiert.

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- 13.08.2003 KKP-1 Verdrahtungsfehler von zwei Frischdampfmengenmessungen für den Reaktorschutz. (N, 1)
- 15.04.2004 KKK Nichtschließen der äußeren Durchdringungsarmatur der Zudampfleitung des Einspeisesystems aufgrund einer mechanischen Schwergängigkeit. (E, 0)
- 25.04.2004 KKP-1 Freisetzung von kontaminiertem Wasser bei Freischaltmaßnahmen des Schnellabschaltsystems. (N, 1)
- 10.06.2004 KKB Abweichung der Borkonzentration im Vergiftungssystem. (N, 1)
- 23.08.2004 KKB Störung in der Eigenbedarfsversorgung mit RESA. (E, 1)
- 28.08.2004 KKK Nichtschließen eines Sicherheits- und Entlastungsventils bei WKP. (E, 0)
- 31.08.2005 KKK Ansprechen von Sicherheitsventilen bei Reaktordruckbehälter-Druckprüfung mit der Folge des Anrisses einer Impulsleitung. (E, 0)
- 26.10.2006 KKK Nicht spezifikationsgerecht montierte Dübel. (N, 0)
- 03.05.2007 KKB Nicht spezifikationsgerecht gesetzte Dübel. (N, 0)
- 07.05.2007 KKP-1 Leckage aus dem Sicherheitsbehälter über eine Druckausgleichsleitung der Personenschleuse. (E, 1)
- 28.06.2007 KKK Reaktorschnellabschaltung durch kurzzeitigen Ausfall der Eigenbedarfsversorgung aufgrund Kurzschluss in Maschinentrafo. (N, 0)
- 09.07.2007 KKK Nicht spezifikationsgerechte Befestigung einer Montagebühne mit EVA-Anforderung aufgrund Einsatzes eines nicht vorgesehenen Dübeltyps. (E, 0)
- 20.08.2007 KKK Befunde an Rohrleitungen der Stopfbuchsabsaugung. (N, 0)
- 22.08.2007 KKK Riss in der Steuerleitung eines Sicherheits- und Entlastungsventils. (N, 0)
- 27.08.2007 KKK Rissbefunde an einem Armaturengehäuse in der Reaktorwasserreinigung. (N, 0)
- 06.11.2007 KKB Befunde an Armaturengehäusen. (N, 0)
- 06.06.2008 KKP-1 Leckage zwischen Sicherheitsbehälter und Dichthaut über eine Messleitung an der Nebenschleuse. (E, 1)

## **A N H A N G 2**

Meldepflichtige Ereignisse mit erhöhter Sicherheitsrelevanz  
oder Riss- bzw. Korrosionsbefunden

in Isar 1

1974 – 3/2009

[BMI 1977-1985] und [BMU 1985-2008]

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- 1974 Erhöhung der Qualitätsanforderungen für Schnellabschaltbehälter.
- 10.12.1977 Riss an einer Schweißnaht der Entleerungsleitung von SAS-Tank 1. (B)
- 16.01.1978 Riss an einer Schweißnaht der Entleerungsleitung von SAS-Tank 1. (B)
- 14.06.1978 Anrisse an den Kondensat-Ablaufleitungen des Zwischenüberhitzerkondensat-systems bei Anlagenstillstand. (C)
- 21.09.1978 Riss an einer Schweißnaht in der Saugleitung einer Hauptspeisewasserpumpe bei Leistungsbetrieb. (C)
- 27.09.1978 Abriss einer Messleitung hinter dem Umleitregelventil bei Leistungsbetrieb. (B)
- 05.02.1979 Abriss eines Entwässerungsstutzens bei Teillast des Reaktors. (B)
- 22.03.1979 Anriss einer Messleitung vom Dichtungssperrwassersystem bei Volllast des Reaktors. (C)
- 05.04.1979 Anriss in einer Verbindungsschweißnaht Flansch – Sicherheitsventil vom Dichtungssperrwassersystem bei Volllast des Reaktors. (C)
- 02.05.1979 Anriss in einer Rohrleitung im Dichtungssperrwassersystem bei Volllast des Reaktors. (C)
- 25.08.1979 Risse in den Absaufleitungen von Deckeldichtungen der Entlastungsventile bei Reaktorstillstand. (B)
- 26.08.1979 Rohrleitungsanriss im Hauptkondensatsystem bei Nachkühlbetrieb des Reaktors. (B)
- 26.08.1979 Anriss in der Abschlusschweißnaht vom Hauptkondensatsystem am Kondensator bei Reaktorstillstand. (C)
- 31.03.1980 Riss neben einer Schweißnaht vom Kondensatablaufsystem bei Reaktorstillstand. (C)
- 18.04.1980 Anrisse in Steuerleitungen der Sicherheits- und Entlastungsventile bei Reaktorstillstand. (B)
- 25.10.1981 Oberflächenrisse am Speisewasserbehälter bei WKP. (B)
- 28.10.1981 Fehleranzeigen in einer Schweißnaht im Speisewassersystem. (C)
- 08.04.1982 Anzeigen an Schweißnaht im Lagerdruckwassersystem. (C)

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- 21.04.1982 Risse an Schweißnähten im zentralen Versorgungssystem im Druckabbausystem. (C)
- 08.12.1982 Rissanzeige an Pumpendeckel in E-Magnet-Filteranlage. (C)
- 23.04.1983 Anriss an Entlüftungsleitung im Wasserabscheidesystem. (C)
- 11.05.1983 Lochkorrosion an Steuerleitung eines Iso-Ventils. (C)
- 28.08.1983 Schweißnahtfehler an Vorwärmer-Entlüftungsleitung. (C)
- 28.03.1984 Risse am Dampfsiebdeckel des Einspeisesystems. (C)
- 22.04.1984 Abriss einer Impulsleitung vor Zwischenüberhitzer. (B)
- 28.06.1985 Nichtöffnen eines Sicherheits- und Entlastungsventils bei WKP. (C)
- 16.07.1985 Lochkorrosion an Nachkühler und Rohrleitungen der Abgasanlage. (C)
- 03.10.1986 Riss im Storkbrausestutzen am Speisewasserbehälter. (N)
- 16.04.1987 Feststellung einer rissähnlichen Erscheinung am Kopfstück eines Steuerstabes bei Inspektion. (N)
- 14.03.1988 Stauchung von Königszapfen der Sicherheits- und Entlastungsventile. (E)
- 06.04.1988 Nichtöffnen eines Sicherheits- und Entlastungsventils bei Wiederkehrender Prüfung. (N)
- 07.09.1988 Riss in der Magnetschlusshülse eines Steuerventils für Speisewasser-Rückschlagarmatur. (N)
- 24.07.1989 Störung am Manipulatormast der Brennelementwechselbühne. (N)
- 10.09.1989 Ausfall von je einer Stellungsmessung zweier Sicherheits- und Entlastungsventile. (N)
- 03.07.1991 Reaktorschnellabschaltung über gleitende Neutronenfluss-Schnellabschaltmarke nach Ausfall von 4 Zwangsumwälzpumpen<sup>24</sup>. (N, 0)
- 05.07.1991 RESA-Anregung beim Abfahren durch Signalschwankungen bei zwei Übergangsbereichs-Detektoren. (N, 0)

---

<sup>24</sup> Es traten unkontrollierte Schwankungen der Reaktorleistung auf [BUND 1999]. Dabei handelte es sich um ein spezielles, beunruhigendes Problem von Siedewasserreaktoren, das weltweit bereits in mehreren Anlagen auftrat.

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- 21.03.1992 Rissbefund an einer Schweißnaht im Lagerdruckwassersystem. (N, 0)
- 24.09.1992 Rissbefund am Zylinderkopf eines Notstromdieselmotors. (N, 0)
- 12.08.1993 Befunde in Schweißnähten der entfallenden Lagerdruckwasserrohrleitungen. (N, 0)
- 01.09.1993 Aufschwimmen eines Sicherheits- und Entlastungsventils beim Anfahren der Anlage. (N, 0)
- 15.07.1994 Befund mit Rissverdacht in einer Schweißnaht der Speisewasserleitung bei WKP. (N, 0)
- 02.05.1995 Rissbefunde an einer Rohrleitungseinführung in den Speisewasserbehälter. (N, 0)
- 03.03.1996 Anrisse in den Gehäusen der Reaktorwasserreinigungspumpen. (N, 0)
- 01.04.1996 Fälschliche Reaktorschutzanregung der automatischen Druckentlastung im Rahmen einer Funktionsprüfung einzelner Sicherheits- und Entlastungsventile. (N, 1)
- 20.05.1997 Riss in der Steuerleitung für eine Schnellschlussarmatur der Stützbedampfung des Speisewasserbehälters. (N, 0)
- 18.08.1997 Aufschwimmen eines Sicherheits- und Entlastungsventils beim Anfahren der Anlage. (N, 0)
- 19.09.1997 Anriss an einem T-Stück der Rohrleitung des Reaktorwasserreinigungssystems. (N, 0)
- 09.04.2000 Rissbefund in einer Nebenkühlwasserleitung. (N, 0)
- 29.09.2001 Rissbefund in der Zuleitung des Kernsprühverteilers am Dampfabscheider. (N, 0)
- 13.11.2001 Rissbefund in der Dichtungssperrwasserleitung einer Reaktorkühlmittelpumpe. (N, 0)
- 29.01.2002 Rissbefund in einer austenitischen Schweißnaht des Reaktorwasserreinigungssystems. (N, 0)
- 03.11.2002 Befunde an störfallfesten Stellantrieben. (N, 0)
- 10.03.2006 Reaktorschnellabschaltung mit Ausfall der Hauptwärmesenke über dreieinhalb Stunden. (N, 0)

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

- 01.04.2006 Rissbefunde in austenitischen Armaturenanschlussnähten des Wasserstoffabbausystems. (N, 0)
- 15.09.2006 Rissanzeige an der Deckeldichtungsleckageleitung des Reaktordruckbehälters. (N, 0)
- 01.02.2007 Nichtschließen einer Durchdringungsabschlussarmatur im Stopfbuchsabsaugesystem bei WKP. (E, 0)
- 19.03.2009 Befunde in der Dichtnut der Wärmesperre der Reaktorwasserreinigungspumpe TC. (N, 0)
- 16.04.2009 Fehlanregung eines Sicherheits- und Entlastungsventiles im Rahmen einer wiederkehrenden Reaktorschutzprüfung. (N, 0)

## **A N H A N G 3**

Übersicht zu Reparatur, Austausch und Nachrüstung  
von Komponenten und Rohrleitungen  
in Isar 1

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

1980	<p>Zufälliger Fund von netzartige Risse in 7 von 16 Steuerleitungen, Ergebnis der Laboruntersuchung: unter dem Einfluss von innenliegenden chloridhaltigen Ablagerung war transkristalliner Spannungsrisskorrosion aufgetreten</p> <p>Etwa 370 Armaturen und 15 Behälter wurden inspiziert, an 50 Stellen wurden Rohrleitungen auf Unregelmäßigkeiten an den Schweißnähten oder Wanddickenschwächungen untersucht. Eine Schweißnaht in der FD-Leitung wurde ausgetauscht</p> <p>Unerwarteter Befund an FD-Leitung und Steuerleitungen (sowie an der Turbine) führte. zu Verlängerung der Stillstandzeit um einen Monat</p>
1981	<p>Austausch</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- der SpW-Leitungen innerhalb des SHB zwischen RDB-Stützen und erster Absperrung außerhalb des SHB, Statt WB 35 wird für die Durchführung 15MnNi63 und ab der inneren Durchdringungsarmatur 20MnMoNi55 verwandt</li> <li>- der FD-Leitungen innerhalb des SHB von RDB-Stützen zur inneren Absperrarmatur an der Durchführung durch den SHB, Werkstoffwechsel von WB 35 auf 20MnMoNi55</li> <li>- der Entlastungsleitungen zwischen FD-Leitungen und sicherheits- und Entlastungsventilen Werkstoffwechsel von WB 35 auf 15MnNi63</li> <li>- der Hilfsdampfleitungen RA06 und Zudampfleitung TJ von der FD-Leitung bis zur ersten Absperrarmatur Werkstoffwechsel von WB 35 auf 15MnNi63</li> <li>- der Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler und der HD-Vorwärmer (15MnNi63 statt WB 35)</li> <li>- des Zwischenüberhitzer-Kondensatsystems (15MnNi63 statt WB 35)</li> </ul> <p>Außerdem Austausch der Entnahme 5-Leitung und eines Teils der „kalten“ Zwischenüberhitzerleitung (10CrMo910)wegen zu starken Erosionen</p>
1982	<p>Beendigung des Austausches von FD- und SpW-Leitungen im Sicherheitsbehälter sowie der Zwischenüberhitzer-Kondensatkühler und der HD-Vorwärmer, des Zwischenüberhitzer-Kondensatsystem, der Entnahme-5-Leitungen und der kalten Zwischenüberhitzer-Dampfleitungen</p>
1984	<p>Inspektionsarbeiten an einer Vielzahl von Behältern und Rohrleitungen</p>
1985	<p>Austausch eines Teils der Anzapfleitungen A3 und A4 wegen starker Erosionen</p>
1986	<p>20 mm langer durchgehender Riss neben der Verbindungsnaht des Storkbrausenstutzens mit dem Speisewasserbehälterstutzen, Reparatur durch Anschweißen eines 80mm langen Ringes</p>
1992	<p>Wesentlicher Anteil an Revisionsarbeiten war anwachsende Anzahl von Schweißnahtdurchstrahlungsprüfungen von wichtigen WB35 Nähte in dehnungsrisskorrosionsgefährdeten Bereichen.</p> <p>Lagerdruckwassersaugleitung wurde aufgrund von Rissanzeigen unter Berücksichtigung des geplanten Entfalls des Lagerdrucksystems saniert.</p>
1993	<p>Innenbeschleifung aller Baustellennähte der FD-Leitungen im Maschinenhaus, die nicht im Rahmen von „FRIDA“ (11. BEW, 1994) ausgetauscht werden sollten.</p> <p>Neuverlegung der Saugleitung TC01 des Reaktorreinigungssystems, bedingt durch</p>

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

	<p>Entfall des Lagerdrucksystems TD sowie Teilerneuerung der Deckelsprühleitung TC03 innerhalb des SHB;</p> <p>Durchführung des Austenit-Sonderprogramms aufgrund der Weiterleitungsnachricht Nr. 4/4A/4B/92</p>
<p>1994</p>	<p>95 Tage Anlagenrevision vor allem durch „ROSA 94“ (Rohrleitungssanierungsmaßnahmen), Wesentliche Teilmaßnahmen: Austausch der FD-Leitungen im Reaktorgebäude, ausgetauscht wurden:</p> <p>Hauptleitungen RA 01-04 und Halterungen vom inneren ISO-Ventil bis in das Maschinenhaus</p> <p>FD-Isolationsventilgehäuse und SHB-Durchführung;</p> <p>FD-Anwärmleitungen RA11-14 einschließlich Drosselventile, drei Sicherheits- und Entlastungsventile,</p> <p>Hilfsdampfleitung RA 06 im Reaktorgebäude bis ins Maschinenhaus;</p> <p>Zudampfleitung TJ02 zur Einspeiseturbine;</p> <p>Weiterhin erfolgte :</p> <p>Austausch der Absperrarmaturen zwischen FD-Dampfleitung und den Nachkühlsträngen TH11/31/41 einschließlich Anschlussrohre</p> <p>Umschluss der Nachkühlleitung TH21 von den bisherigen FD-Leitungen auf einen Entnahmestutzen am RDB (Einbau neuer Absperrarmaturen)</p> <p>Neuverlegung der saugseitigen Reaktorwasserreinigungsleitung TC01 im SHB</p> <p>Teilaustausch der Speisewassersystems zwischen den Armaturen RL 51-54 S 101 und 102 sowie der anbindenden Leitungen der Sicherheitssysteme TH, TJ, TM und des Reaktorwasserreinigungssystems TC bis zur jeweils nächsten Absperrarmatur</p> <p>Teilaustausch der Deckelsprühleitung TC03 bis außerhalb des SHB einschließlich SHB Durchführungen</p> <p>Austausch der Kernflutleitung TK von RDB-Anschluss bis außerhalb des SHB einschließlich DAA-Armaturen und SHB-Durchführung</p> <p>Sanierung der Speisewasserleitung RL im Reaktorgebäude und Maschinenhaus durch Beschleifen der Schweißnähte und Einsatz von Passtücken sowie Sanierung der Halterungen, Erneuerung SpW-Leitungen zwischen den äußeren Durchdringungsarmaturen und den Speisewasserabsperrarmaturen</p> <p>Austausch der FD-Hauptleitungen im Maschinenhaus unterhalb der Turbine, der Überproduktionsleitungen im M.-Haus bis zu den Umleitventilen und der Stützdampfleitungen RA 17/18 im M.-Haus bis zum Speisewasserbehälter.</p> <p>Sanierung der verbleibenden FD-Leitungen im M.-Haus durch Beschleifen der Schweißnähte und Einsatz von Passtücken.</p> <p>Weiterführung des Austenit-Sonderprogramms aufgrund der Weiterleitungsnachricht Nr. 4/4A/4B/92, 155 Schweißnähte zerstörungsfrei und teilweise zerstörend geprüft</p> <p>Prüfung von 112 Schweißnähten in den Speisewasserleitungen auf Dehnungsrisskorrosion aufgrund von Befunden in anderen Anlagen. Rissbefunde an der Schweißnaht der Speisewasserleitung RL 21. Vermuteter Schadensmechanismus mediumunterstützte Rissbildung und mediumunterstütztes Wachstum infolge dehnungsindu-</p>

Sicherheitsprobleme SWR`69 / Isar 1

---

	<p>zierter Risskorrosion.</p> <p>„Teilweise massive Rückschläge“ beim Innenbeschleifen der Schweißnähte der Speisewasserleitungen, z. B. musste wegen einer festsitzenden Innenschleifmaschine die Speisewasserleitung durchgetrennt werden.</p> <p>Mit Abschluss der Umbaumaßnahmen 1994 sind bei den austenitischen Leitungen der druckführenden Umschließung alle Schweißnähte der Nennweite größer 50 mm vollständig erneuert. Die Druckführende Umschließung gilt dadurch als „basissicher“ und genügt den Anforderungen des „Bruchausschlusses“.</p>
1996	Umfangreichere Änderungen am Reaktorwasserreinigungssystem; Austausch der Speisewasserleitungen im Bereich RL 14/21
1998	Austausch der SpW-Leitungen im Maschinenhaus und im Reaktorgebäude
2000	Austausch der Gehäuse bei den Storkbrausen am Speisewasserbehälter, dadurch Umfang der zu prüfenden Schweißnähte reduziert
2001	Während der Revision anonymes Schreiben an TÜV und BMU mit Vorwürfen zur Vorgehensweise bei der Begutachtung. Dadurch Verlängerung der Revisionszeit durch umfangreiche Überprüfung mit Hinzuziehung mehrerer externen Prüfer.
2004	Reparatur eines Rohrleitungstückes der Druckleitung des Kernflutsystems aufgrund von Befunden