

# Risiken alter Kernkraftwerke

Studie im Auftrag der  
Bundestagsfraktion von Bündnis 90 / Die Grünen

erstellt von:



Renneberg Consult UG  
Wolfgang Renneberg  
[www.atomsicherheit.de](http://www.atomsicherheit.de)

Bonn, Juni 2010

# Inhaltsverzeichnis

<b>1. Zielsetzung der Studie</b>	<b>3</b>
<b>2. Prüfungsmaßstab und Datenbasis</b>	<b>4</b>
<b>3. Zusammenfassung der Ergebnisse</b>	<b>6</b>
<b>4. Die verschiedenen Arten der Alterung</b>	<b>7</b>
<b>4.1 Materialalterung</b>	<b>8</b>
4.11 Typische bekannte und beobachtete Alterungsmechanismen	8
4.12 Sicherheitstechnische Auswirkungen von Alterungsprozessen	8
4.13 Zur Gesetzmäßigkeit des steigenden Risikos durch Alterung	9
<b>4.2 Nachweisalterung</b>	<b>14</b>
<b>4.3 Personalalterung</b>	<b>15</b>
<b>4.4 Konzeptionelle Alterung</b>	<b>16</b>
4.41 Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik – historische Entwicklung	16
4.42 Baulinien der deutschen Kernkraftwerke	19
<b>5. Grenzen der Nachrüstung</b>	<b>22</b>
<b>6. Sicherheitsvergleiche</b>	<b>26</b>
<b>6.1 Biblis A als ältester Druckwasserreaktor im Vergleich zum Kernkraftwerk Emsland</b>	<b>27</b>
6.11 Zusammenfassung der Ergebnisse des Vergleichs	28
6.12 Sicherheitsvergleich Biblis-A / KKE im Einzelnen	28
<b>6.2 GKN I als zweitältester Druckwasserreaktor im Vergleich zu GKN II</b>	<b>37</b>
6.21 Zusammenfassung der Ergebnisse des Vergleichs	37
6.22 Sicherheitsvergleich GKN I / GKN II im Einzelnen	38
<b>7. Schlussfolgerungen</b>	<b>44</b>
<b>8. Literatur</b>	<b>46</b>
<b>9. Abkürzungen</b>	<b>52</b>

## 1. Zielsetzung der Studie

In der öffentlichen Diskussion über die Verlängerung der Laufzeiten von Atomkraftwerken geht es neben klima- und energiepolitischen Fragestellungen um die Frage der Sicherheit. Dabei spielt der mögliche Weiterbetrieb von alten Kernkraftwerken mit veralteter Sicherheitsauslegung eine besondere Rolle. Es sind gerade diese Kraftwerke, die nach dem geltenden Atomgesetz demnächst ihre Betriebszulassung verlieren sollen. Das mit dem Betrieb der Atomkraftwerke verbundene allgemeine Risiko sollte nach Auffassung des Gesetzgebers im Jahr 2002 nur noch für eine Übergangszeit geduldet werden. Denn der Betrieb von Atomkraftwerken sei nicht sicher genug. Dies galt nach der Auffassung des damaligen Gesetzgebers erst recht für die ältere Reaktorgeneration /Btag 01/.

Die Ministerpräsidenten Koch und Öttinger haben ein Strategiepapier vorgelegt /MP/, in dem sie fordern, die Kernkraftwerke sollten so lange betrieben werden, wie sie sicher seien. Dabei unterstellen sie, Sicherheit sei eine fest definierte objektive Größe, Sicherheit lasse sich also als ein absoluter Grenzwert bestimmen, jenseits dessen alles in Ordnung sei und nichts passieren könne (vgl. auch /Fuchs/).

Die Mehrheit der Abgeordneten des Deutschen Bundestages legten bei der Beschlussfassung über das Atomgesetz am 14.12.2001 /Btag 01/ einen anderen Sicherheitsbegriff zu Grunde. Mit den im Atomgesetz gesetzlich beschlossenen Strommengen definierten sie, wie lange die Risiken des Betriebs akzeptiert werden sollen, wie lange also eine als grundsätzlich als unsicher bewertete Technologie noch geduldet werden solle. Die Bewertung der Sicherheit des Betriebs der Kernkraftwerke durch den Gesetzgeber des Jahres 2002 unterscheidet sich hier offensichtlich von der Bewertung der Sicherheit, nach der - entgegen der jetzigen Festlegung des Atomgesetzes - das Risiko eines weit verlängerten Betriebs der Kernkraftwerke für akzeptabel gehalten wird.

Die Interpretation des Begriffs „Sicherheit“ im Sinne einer objektiven, absolut bezifferbaren Kenngröße ist jedenfalls für den Bereich der Kerntechnik nicht haltbar. Sicherheit beschreibt nicht einen diskret abgrenzbaren objektiven Zustand, sondern beschreibt die *Auffassung über* ein zugrunde liegendes Risiko oder die *Bewertung* eines Risikos. Der Betrieb der in Deutschland und zurzeit auch weltweit betriebenen Kernkraftwerke ist immer mit dem Risiko eines Super-Gaus verbunden. Bei manchen ist dieses Risiko kleiner, bei manchen größer. Wenn der Betrieb von Kernkraftwerken als sicher bezeichnet wird, dann heißt dies folglich nur, dass das damit verbundene Risiko akzeptiert wird. Ein rationaler und transparenter Diskurs über die Frage der Sicherheit kann also nur geführt werden, wenn die mit dem Schlagwort der Sicherheit akzeptierten Sicherheitsrisiken offen gelegt und diskutiert werden. Dies gilt sowohl für die allgemeinen Risiken der Kernenergienutzung /Schwarz/ wie auch für die Risikobeiträge einzelner Anlagen oder Anlagentypen. Legt man eine durchschnittliche Kernschmelzhäufigkeit pro Anlage und Jahr von etwa 1 zu 100.000 zu Grunde<sup>1</sup>, so ergibt sich in einem Zeitraum von 60 Jahren eine Wahrscheinlichkeit in der Größenordnung von 1 Pro-

---

<sup>1</sup> Mittlerer Wert, der von Kernkraftwerken bei allen Unsicherheiten der Berechnung erreicht wird (vgl. Fußn. 2)

zent, dass in dieser Zeit in den deutschen Kernkraftwerken ein Kernschmelzereignis auftritt.<sup>2</sup> Die Aussage, die deutschen Kernkraftwerke seien für eine Laufzeit von 60 Jahren sicher, bedeutet deshalb nichts anderes als die Akzeptanz auch dieses Risikos. Wer dieses Risiko akzeptiert, geht – bildhaft gesprochen - eine gesellschaftliche Wette ein und riskiert mit einer Wahrscheinlichkeit von 1 zu 100, dass er verliert. Dieses Risiko zu verlieren ist damit nicht hypothetisch sondern real.

Der Gesetzgeber hatte bereits im Jahre 1994, also zur Zeit einer CDU/FDP Mehrheit im Bundestag, auf dieses Risiko reagiert. Er hatte die Genehmigung von neuen Kernkraftwerken durch die neue Bestimmung des § 7 Abs.2a AtG davon abhängig gemacht, dass die Auswirkungen einer Kernschmelze auf die engste Umgebung des Kraftwerks beschränkt bleiben /ATG 01/. Diese Anforderung erfüllen die laufenden Atomkraftwerke nicht. Keines der laufenden Atomkraftwerke wäre nach diesem Maßstab deshalb heute noch genehmigungsfähig. Wenn im Folgenden also von „neueren Anlagen“ gesprochen wird, dann heißt dies nicht, dass diese dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Auch die neueren deutschen Anlagen sind keine „neuen“, sondern mehr als 20 Jahre alte Anlagen, die den gesetzlichen Schutzstandards für neue Anlagen spätestens seit dem Jahr 1994 nicht mehr entsprechen.

Die Einzelrisiken, die die einzelnen Anlagen zum Gesamtrisiko der Kernkraft beitragen, sind unabhängig von dem dargestellten allgemeinen Risiko unterschiedlich.<sup>3</sup> Vor dem Hintergrund der Diskussion über Laufzeitverlängerungen insbesondere auch für die ältesten deutschen Kernkraftwerke ist damit die Frage relevant, inwieweit die ältesten deutschen Kernkraftwerke ein besonderes, erhöhtes Risiko verursachen. Dies ist Gegenstand der vorliegenden Studie.

## **2. Maßstab zur Prüfung der Risikobeiträge und Datenbasis**

Der Maßstab für die Beurteilung der sicherheitstechnischen Eigenschaften von Kernkraftwerken gibt das Atomgesetz mit dem „Stand von Wissenschaft und Technik“ vor, der das Maß der erforderlichen Vorsorge bestimmt (§ 7 Abs. 2 Zif.3 AtG). Es ist Aufgabe des Bundesumweltministeriums als Bundesaufsicht über die Atomaufsicht der Länder für die bundeseinheitliche Anwendung des Atomrechts zu sorgen /BMU 06/. Dazu gehört die Konkretisierung, an welchen technischen Anforderungen die Sicherheit der Kernkraftwerke nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu messen ist. Im Rahmen dieser Kompetenz hat das Bundesumweltministerium im April 2009 die „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ (Revision D) veröffentlicht /BMU 10/ und damit einheitliche übergeordnete kerntechnische Prüfvorschriften (Regelwerk) geschaffen. Das Bundesumweltministerium hat dem Umweltausschuss des Deutschen Bundestages, den Ländern sowie der Presse gegenüber erklärt, dass

---

<sup>2</sup> Trotz der beiden großen deutschen und vieler internationaler Risikostudien ist die absolute Wahrscheinlichkeit eines Unfalls aufgrund der komplexen Zusammenhänge nur mit praktisch und theoretisch begründeten großen Unsicherheiten zu bestimmen. Internationale Risikostudien für ausländische Atomkraftwerke gelangen zu Wahrscheinlichkeiten in der Größenordnung von einmal in tausend (10<sup>-3/a</sup>) bis zu einer Million Jahren (10<sup>-6/a</sup>). Die Schwankungsbreite der rechnerisch abgeschätzten Eintrittswahrscheinlichkeiten erklärt sich vor allem aus der unterschiedlichen Genauigkeit zugrunde gelegter Randbedingungen und Rechenmethoden. Eine Abschätzungsungenauigkeit in Höhe des Faktors 10 gilt in der Wissenschaft als realistische Annahme. Je nach den zugrunde gelegten Basisdaten kann die Ungenauigkeit auch noch größer sein.

<sup>3</sup> Der Gesetzgeber ist im Jahre 2002 bei der Verabschiedung des neuen Atomgesetzes davon ausgegangen, dass die älteren Reaktoren höhere Risiken verursachen als die neueren /BTag 01/ und hat deshalb Strommengenübertragungen von älteren auf neuere Kernkraftwerke ohne behördliche Zustimmung zugelassen.

es diese Sicherheitsanforderungen als bundesaufsichtlichen Maßstab für die Prüfung der deutschen Kernkraftwerke nach dem Stand von Wissenschaft und Technik betrachtet /BMU 07/. Dies gelte unabhängig von einem mit den Ländern vereinbarten Probeanwendungsverfahren.

Die Überarbeitung der kerntechnischen Prüfvorschriften war nach Auffassung von Bund und Ländern erforderlich geworden, weil das bisherige, aus den frühen achtziger Jahren stammende Regelwerk veraltet und darüber hinaus unsystematisch ist<sup>4</sup>. Dies wurde sowohl von Bund und Ländern wie auch von der internationalen Prüfungsmission IRRS<sup>5</sup> festgestellt /BMU 06/.

Eine Beurteilung der Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke nach bundeseinheitlichem Maßstab auf der Basis des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik liegt bislang jedoch nicht vor. Es ist auch keine Sicherheitsbewertung des Bundes nach möglicherweise anderen bundeseinheitlichen und konkret nachvollziehbaren Prüfvorschriften bekannt. Fraglich ist deshalb, auf welcher Basis angekündigte Nachrüstungsverfahren für Kernkraftwerke beruhen sollen, wenn der Nachweis der Sicherheit auf veralteten Prüfvorschriften beruht.

Im Rahmen dieser Studie kann jedoch neben den bekannten konzeptionellen grundsätzlichen Unterschieden der verschiedenen Kernkraftwerkstypen auf andere aktuelle Untersuchungen des Bundesumweltministeriums zurück gegriffen werden. Denn das BMU hat die Anträge von RWE, EnBW und Vattenfall auf Übertragung von Strommengen von neueren auf ältere Anlagen beschieden. Es handelt sich hierbei zwar nicht um eine umfassende und einheitliche Beurteilung der Sicherheit der betroffenen Anlagen. Jedoch sind die Sicherheitsreserven der alten mit den Sicherheitsreserven der neuen Anlagen verglichen worden. Bei diesen Anlagenvergleichen wurde der heutige Stand von Wissenschaft und Technik zu Grunde gelegt. Aus diesen Anlagenvergleichen sind belastbare Aussagen über die Risikobeiträge gerade der ältesten Anlagen im Vergleich zu den neueren enthalten. Diese Aussagen gelten grundsätzlich auch für die anderen nicht im Einzelnen geprüften älteren Anlagen.

Das Bundesumweltministerium hat in seinen Anlagenvergleichen Funktionen der einzelnen Sicherheitssysteme miteinander verglichen. Inwieweit diese Funktionen aufgrund von konkreten Alterungsprozessen in den betreffenden Rohrleitungen oder Armaturen oder der Leittechnik noch genauso zuverlässig erfüllt werden wie in weniger gealterten Anlagen, wurde nicht untersucht. Diese Alterungsprozesse können jedoch zusätzlich zu höheren Risiken bei alten Anlagen führen. Die vorliegende Studie stellt deshalb die bekannten Alterungsphänomene und ihre grundsätzliche Auswirkung auf die Sicherheit der Anlagen dar. Hierzu gehört als Folgebetrachtung auch die Frage, inwieweit durch umfangreiche Nachrüstungen alter und veralteter Anlagen neue Risiken entstehen können.

Die in dieser Studie zu Grunde gelegten Daten entstammen öffentlichen, parlamentarisch öffentlichen oder nach dem UIG (Umweltinformationsgesetz) und IFG (Informationsfreiheitsgesetz) zugänglichen Quellen. Neue Daten wurden nicht erhoben. Soweit auf die Eigenschaften von Kernkraftwerken im Rahmen der Untersuchungen des BMU Bezug genommen wird, beziehen sich die Daten auf den Zeitpunkt der jeweiligen Untersuchung. Mögliche

---

<sup>4</sup> Vgl. Kapitel „Nachweialterung“

<sup>5</sup> Integrated Regulatory Review Service; besteht aus internationalem Expertenteam, das von der IAEA organisiert wird

Veränderungen nach diesem Zeitpunkt konnten im Rahmen dieser Studie nicht berücksichtigt werden.

### 3. Zusammenfassung der Ergebnisse

- Der Begriff „Sicherheit“ beim Betrieb von Atomkraftwerken ist keine absolute Größe, sondern drückt die Bewertung des bestehenden Risikos aus. Wer Kernkraftwerke als „sicher“ bezeichnet, akzeptiert dieses Risiko. Das über die Zeit kumulierte Risiko<sup>6</sup> einer Kernschmelze läge bei einer Laufzeit aller Atomkraftwerke von 60 Jahren in der Größenordnung von etwa einem Prozent.
- Der Betrieb der Atomkraftwerke über die festgelegte Laufzeit hinaus ist nach Auffassung des Gesetzgebers aus dem Jahr 2002 nicht sicher genug und deshalb nicht weiter verantwortlich. Deshalb hat der deutsche Bundestag im Jahr 2002 die Laufzeiten für Atomkraftwerke gesetzlich begrenzt. Das Risiko eines großen Unfalls, das bei keinem der betriebenen Kernkraftwerke ausgeschlossen werden kann, sollte nur noch für die im Atomgesetz beschlossenen Laufzeiten geduldet werden.
- Kein Kernkraftwerk in Deutschland entspricht dem Sicherheitsstandard, der spätestens seit 1994 nach dem Stand von Wissenschaft und Technik für neue Anlagen zu Grunde gelegt werden müsste. Im Jahr 1994 wurde von der damaligen CDU/FDP Mehrheit im Bundestag - entsprechend dem damaligen Stand von Wissenschaft und Technik - die Genehmigung neuer Kernkraftwerke von dem Nachweis abhängig gemacht, dass eine Kernschmelze beherrscht wird.
- Die Sicherheitsnachweise der deutschen Kernkraftwerke sind veraltet. Die Störfallsicherheit ist durch Dokumente belegt, die zum Teil älter als dreißig Jahre sind. Seitdem haben sich sowohl die Prüfungsmaßstäbe einschließlich der Nachweismethoden sowie die Erkenntnisse über die Eigenschaften der Anlagen wesentlich weiterentwickelt. Die Alterung der Sicherheitsnachweise und die Alterung der Dokumentation verstärken die Gefahr, dass bestehende Risiken älterer Anlagen nicht erkannt werden. Die bestehenden alten Genehmigungen spiegeln deshalb ein Sicherheitsniveau wider, das in Wirklichkeit nicht existiert. Das wirkliche Sicherheitsniveau ist in der Regel geringer als das in der Genehmigung bestätigte.
- Eine Sicherheitsbewertung der deutschen Atomkraftwerke einschließlich einer Überprüfung der alten Sicherheitsnachweise nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik liegt nicht vor.
- Die deutschen Kernkraftwerke sind aus technischer Sicht unterschiedlich sicher. Der Weiterbetrieb der acht ältesten Anlagen<sup>7</sup> würde das allgemeine Risiko des Betriebs von Atomkraftwerken deutlich überproportional erhöhen.

---

<sup>6</sup> Terminus technicus: „Häufigkeit“

<sup>7</sup> Biblis A, Biblis B, Neckarwestheim I, Unterweser, Brunsbüttel, Krümmel, Isar I, Philippsburg I

- Obwohl die Atomkraftwerke für eine Laufzeit von 30 bis 40 Jahre ausgelegt sein sollten, zeigen sich viele unvorhergesehene vorzeitige Alterungsprozesse. Diese Alterungsprozesse vermindern die Sicherheit, da die ursprünglichen Sicherheitsreserven kleiner werden. Zum Teil können sie - solange sie unentdeckt sind - die Sicherheit der Anlage in Frage stellen. Die ältesten Anlagen sind hiervon besonders betroffen. So haben beispielsweise Neckarwestheim I und Biblis A eine bis zu viermal höhere jährliche Ereignisrate als die neueren Kernkraftwerke Neckarwestheim 2 und Emsland.
- Direkte Vergleiche von Biblis A und Neckarwestheim I mit den neueren Anlagen Emsland und Neckarwestheim II zeigen deutlich geringere Sicherheitsreserven der Altanlagen sowohl im Normalbetrieb, bei der Reaktion auf Betriebsstörungen sowie bei der Störfallbeherrschung. Gravierende Sicherheitsnachteile zeigen sich darüber hinaus im Fall eines Flugzeugabsturzes. Auch die radiologische Belastung des Personals ist in den alten Anlagen um ein Vielfaches höher. Diese Ergebnisse lassen sich grundsätzlich auf die anderen veralteten Reaktoren wie Biblis B, Unterweser, Brunsbüttel, Krümmel, Philippsburg 1 und Isar 1 übertragen.
- Nachrüstungen stoßen an Grenzen. Konzeptionelle Sicherheitsnachteile durch das veraltete Sicherheitsdesign der älteren Kernkraftwerke können nur begrenzt ausgeglichen werden. Durch Nachrüstungen werden immer wieder auch neue Fehler verursacht, die dem Ziel, die Fehlerrate zu senken, entgegen wirken. Zum Teil werden dadurch neue Sicherheitsrisiken erst geschaffen. Zu einem bedeutenden Teil wurden bislang Nachrüstungen deshalb erforderlich, um die bereits zum Genehmigungszeitpunkt vorausgesetzte, aber tatsächlich nicht vorhandene Sicherheit nachträglich zu realisieren.

#### 4. Die verschiedenen Arten der Alterung

Unter „Alterung“ wird die Veränderung von Eigenschaften über die Zeit verstanden. Altern können technische Systeme, Komponenten, Anlagenteile, Elektrik, Hilfs- und Betriebsstoffe, Dokumente, Bauwerke, Einrichtungen aller Art aber auch Personen. Abgegrenzt wird der Begriff in der Literatur zum Teil durch den Begriff des „Veraltens“ /Wieland/. Veralten bedeutet, dass eine technische Einrichtung oder Technologie oder auch Prozesse nicht mehr auf dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik sind. Veralterung wird heute in einem weiten Verständnis als Alterungsphänomen verstanden /RSK 01/.

Die Alterung der Kernkraftwerke ist mittlerweile national und international zu einem bedeutenden Problem geworden. Aufsichtsbehörden, Beratungsorganisationen, Sachverständige und internationalen Organisationen beschäftigen sich seit mehr als zehn Jahren intensiv mit diesem Thema /RSK 01/, /NRC 01/, /IAEA, OECD-NEA/, /VDEW 01/. Im Einzelnen kann man folgende Alterungsphänomene unterscheiden /RSK 01/:

- Materialalterung oder „technische Alterung“ (mechanische Komponenten, Bauwerke und bauliche Einrichtungen, Elektro- und Leittechnik)
- Nachweialterung (Alterung der Spezifikations- und Dokumentationsunterlagen)
- Personalalterung
- Alterung von Anlagenkonzepten und technologischen Verfahren sowie administrativen Regelungen gegenüber dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik

Zu alterungsbedingtem Qualitätsverlust können Veränderungen führen, die vorhersehbar sind und mit entsprechenden Programmen überwacht werden. Anforderungen an ein vorsorgendes Alterungsmanagement sind zum Beispiel von der Reaktorsicherheitskommission entwickelt worden /RSK 01/. Zum anderen handelt es sich aber auch um nicht vorhergesehene Veränderungen, die trotz spezifikationsgemäßer Auslegung, Herstellung, Inbetriebnahme und Betriebsführung der betroffenen Einrichtungen aufgrund von ursprünglich nicht vorhergesehenen Alterungsmechanismen entstehen /RSK 01/. Da nach den ursprünglichen Planungen Kernkraftwerke für eine Lebensdauer von etwa 30 – 40 ausgelegt sein sollten, sind die meisten der bislang beobachteten Alterungsprozesse solche vorzeitigen unvorhergesehenen Alterungsprozesse.

## **4.1 Materialalterung**

### **4.11 Typische bekannte und beobachtete Alterungsmechanismen**

#### **.....bei maschinentechnischen Komponenten**

- Verspröden (z. B. infolge Bestrahlung, Temperaturbelastung)
- Ermüden (z. B. infolge Belastungen aus Druck und Temperatur, Schwingungen)
- Korrosion (z. B. infolge Umgebungseinflüsse)
- Erosion (z. B. durch Strömungsablösungen)
- Verschleiß (z. B. durch Reibungsvorgänge)

#### **.....bei elektrotechnischen Einrichtungen**

- Klebeeffekte (z. B. werkstoffabhängig an Kontakten oder Verharzung Schmiermittel)
- Whiskerbildung (wachsende Kristallfäden z. B. an Gehäusen, Anschlussdrähten)
- Materialveränderung infolge Entladungen (z. B. in der Kabelummantelung)

#### **.....bei Hilfs- und Betriebsstoffen**

wie Hydrauliköl, Öl zum Kühlen, Schmierstoffe wie Graphit, Chemikalien wie Borsäure, Wasseraufbereitung, Reinigungsmittel etc.: Hier kann es zum Verlust der geforderten Eigenschaften wie z. B. Viskosität infolge Zersetzung und Beanspruchungen durch Druck, Temperatur, Oxidation oder Verunreinigung kommen.

### **4.12 Sicherheitstechnische Auswirkungen von Alterungsprozessen**

Unvorhergesehene frühzeitige Alterungsprozesse bergen immer ein erhöhtes Risiko, da sie sich häufig erst entdeckt werden, wenn sich bereits Schäden oder Vorschädigungen entwickelt haben /Öko-Institut 01/. In diesem Zeitraum sind die Sicherheitsreserven der Anlage verringert. Dies gilt ganz unabhängig davon, dass bislang in der großen Mehrzahl der Fälle Alterungsschäden in Deutschland im Rahmen des Systems wiederkehrender Prüfungen oder

bei Ereignissen/Vorkommnissen entdeckt wurden, bevor sie zu größeren Schäden führten /Greenpeace 01/, /VDEW 01/.

In Einzelfällen sind die mit den nicht entdeckten oder nicht beseitigten Alterungsschäden verbundenen Risiken durchaus erheblich. Die folgenden Ereignisse stehen nur beispielhaft für eine Reihe anderer vergleichbarer Fälle:

- Im amerikanischen Kernkraftwerk Davis Besse wurde ein nahezu vollständiger Durchriss einer Umfangsnaht im Bereich des Reaktordeckels /NRC 02/ erst im letzten Moment erkannt. Ursache war ein durch Korrosion induziertes und beschleunigtes Risswachstum. Ein Abriss des Deckels bei vollem Betrieb hätte unabsehbare Folgen gehabt.<sup>8</sup>
- In einem deutschen Kernkraftwerk führten falsch eingestellte „Stoßbremsen“ zu erhebliche Risiken. „Stoßbremsen“ dienen zur Sicherung der Rohrleitungen, Armaturen und technischen Einrichtungen vor großen und schnellen Änderungen der Lasten an den Verankerungen. Druckstöße und Erschütterungen, die von innen oder außen auf das damit gesicherte System einwirken, sollen damit elastisch abgefangen werden. In den neunziger Jahren wurde in einem Kernkraftwerk festgestellt, dass sich die Einstellung von Stoßbremsen unbemerkt verändert hatte. Auch in anderen Fällen hatten sich die Stoßbremsen nicht als zuverlässig erwiesen /Wieland/. Wäre in einem solchen Fall ein Störfall eingetreten, bei dem es auf die Abfederung von Erschütterungen oder Druckstößen in Rohrleitungen angekommen wäre, hätte es zum Versagen eines ganzen Systems von Rohrleitungen und Komponenten kommen können, erst recht dann, wenn diese Komponenten auf Grund von Alterung bereits spröder oder die Wanddicken dünner gewesen wären oder bereits kleine Anrisse vorhanden gewesen wären.
- Am 28.06.2007 war im Kernkraftwerk Krümmel die Alterung des eingesetzten Netztransformators Ursache für einen intensiven Brand, der den Netztrafo außer Betrieb setzte, bei dem Rauch in die Steuerwarte drang und nach einer Fehlschaltung eine Notbeheizung des Reaktors erforderlich wurde /BMU 11/.
- In einem Kernkraftwerk (alte SWR Baulinie 69) schmorte ein 10-kV-Kabel der Eigenbedarfsversorgung durch. Als Ergebnis dieser Untersuchungen stellten sich Schäden heraus, die auf Fertigungsfehler zurückgingen und zu einem vorzeitigen Verschleiß der Isolierung bis hin zum Kurzschluss führten. Dieser Fertigungsfehler und damit die vorzeitige Alterung lagen aber nicht nur bei diesem Kabel sondern bei allen vergleichbaren Mittelspannungskabeln vor /Wieland/. Ein gleichzeitiger Ausfall von mehreren Kabeln beispielsweise auf Grund eines Überspannungseintrags mit einem Folgebrand mit weiteren Folgen wäre danach nicht mehr ausgeschlossen gewesen.

#### **4.13 Zur Gesetzmäßigkeit des steigenden Risikos durch Alterung**

Bei älteren Anlagen ist die Zunahme von Alterungsausfällen gesetzmäßig höher als bei neuen Anlagen, die ihre Kinderkrankheiten überwunden haben. Jedes Bauteil versagt mit einer bestimmten Wahrscheinlichkeit im Verlaufe der Zeit. Der Ausfall von Bauteilen wird durch

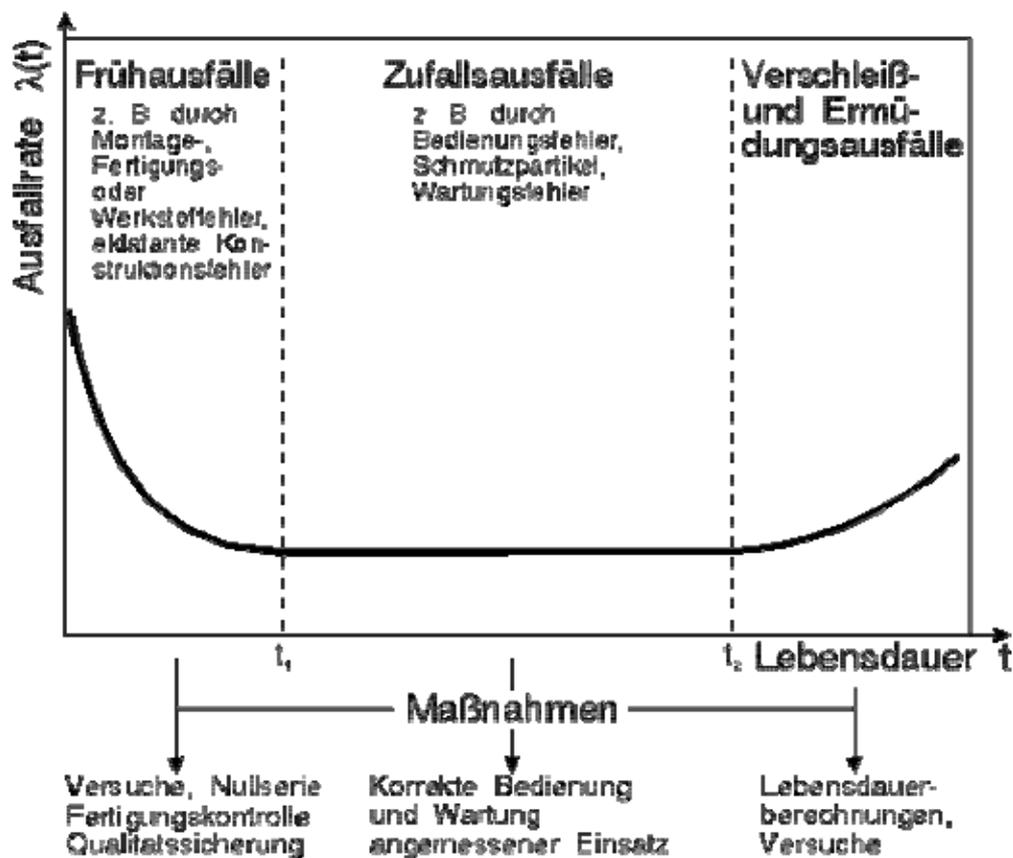
---

<sup>8</sup> Im März 2002 hatte man bei einer Inspektion festgestellt, dass Borsäure aus einer Steuerstab-Durchführung des Reaktordeckels ausgetreten war. Die Borsäure, die zur Reaktorsteuerung gebraucht wird, führte zur Korrosion des Reaktordeckels. Vgl. NUREG / BR-0353 Rev.1, August 2008; [http://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk\\_Davis\\_Besse](http://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Davis_Besse)

die Ausfallrate beschrieben. Die Ausfallrate  $\lambda(t)$  ist das Verhältnis von ausgefallenen Bauteilen bzw. Bauteilelementen zu funktionierenden Bauteilen bzw. Bauteilelementen zu einem bestimmten Zeitpunkt. Die Abhängigkeit der Ausfallrate von der Zeit (Lebensdauer) wird durch die sog. Badewannenkurve beschrieben, die in der Abbildung schematisch dargestellt wird.

Abb.: 1

"Badewannenkurve"



Nach einer Anlaufphase bleibt die Ausfallrate auf einem vergleichsweise niedrigen Niveau über einen weiteren Zeitraum in der Regel konstant, bis sich schließlich Alterungsprozesse bemerkbar machen. Der sicherste Zustand besteht im Zeitraum, in dem die Frühausfälle abgeklungen sind und dem Zeitraum, in dem die Ermüdungsausfälle sich noch nicht bemerkbar machen. In der Abbildung ist dies der Zeitraum zwischen  $t_1$  und  $t_2$ . Dies gilt grundsätzlich

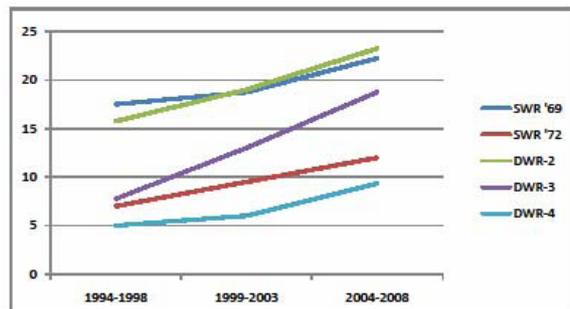
auch für die Sicherheit der Kernkraftwerke. Auch hier gibt es einen Zeitpunkt, ab dem die Ausfälle von Bauteilen altersbedingt zunehmen.

Nach Angaben der Betreiber /Schwickert/ seien in den älteren Kernkraftwerken mittlerweile die Mehrzahl der Komponenten außerhalb des Reaktordruckbehälters und seiner unmittelbaren Umgebung praktisch erneuert worden. Man könnte also erwarten, dass die Zahl der altersbedingten Fehler der Anlage auf niedrigem Niveau bleibt, d.h. im flachen Teil, also auf dem Boden der Badewanne. Aktuelle Zahlen aus dem Bundesumweltministerium zeigen jedoch, dass die älteren deutschen Kernkraftwerke nicht nur eine signifikant höhere Fehlerrate aufweisen als die neueren Anlagen (vgl. Abb. u.) sondern dass die Fehler, die aus Alterungsproblemen resultieren zunehmen.

**Abb.: 2**

Ereignisse mit Altersrelevanz nach Baulinien<sup>9</sup>

Baulinien-Ø	SWR '69	SWR '72	DWR-2	DWR-3	DWR-4
1994-1998	17,5	7	15,75	7,75	5
1999-2003	18,75	9,5	19	13	6
2004-2008	22,25	12	23,25	18,75	9,33



Die Grafik bildet den Baulinien-Ø ab, der sich aus dem Quotienten der absoluten Ereigniszahlen und Reaktoren-Anzahl der jeweiligen Baulinie ergibt (SWR'69: 4, SWR'72: 2, DWR-2: 4, DWR-3: 4, DWR-4: 3).

SWR '69 Brunsbüttel, Isar-1, Philippsburg-1, Krümmel  
 SWR '72 Gundremmingen-B, Gundremmingen-C  
 DWR-2 Biblis-A, Biblis-B, Neckarwestheim-1, Unterweser  
 DWR-3 Grafenrheinfeld, Grohnde, Philippsburg-2, Brokdorf  
 DWR-4 Isar-2, Emsland, Neckarwestheim-2

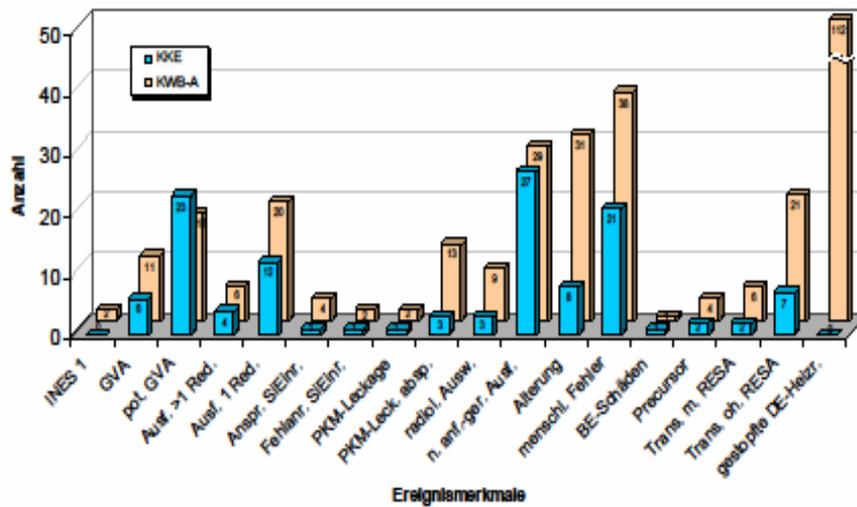
Nach diesen Daten ist nicht nur bei den älteren sondern auch bei den neueren Kernkraftwerken ein Anstieg der altersbedingten Fehlerrate zu erkennen. Der Anstieg erfolgt bei den älteren Baulinien jedoch auf einem deutlich höheren Niveau.

Eine weitere Auswertung, wie sich die Ausfälle bei Kernkraftwerken in Abhängigkeit von ihrem Alter häufen, zeigt für die älteren Anlagen Biblis A /GRS 06/ und Neckarwestheim 1 (jeweils alte Baulinie 2) /GRS 07/ eine deutlich höhere Rate von alterungsbedingten Ausfällen als für die zwei Referenzanlagen der neuen Baulinie 4 (Kernkraftwerk Emsland und Kernkraftwerk Neckarwestheim II).

<sup>9</sup> Darstellung nach Bundestagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen auf der Grundlage der vom BMU auf Anfrage zur Verfügung gestellten Daten; Schreiben vom Bundesumweltminister Röttgen an Frau MdB Kottling-Uhl vom 10.03.2010

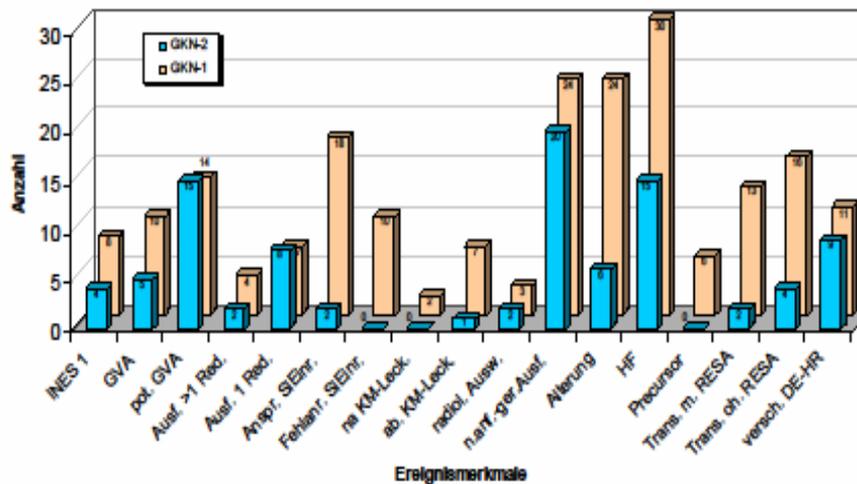
**Abb.: 3**

Verteilung der Ereignisse auf die einzelnen Ereignisklassen KWB-A / KKE im Vergleich



**Abb.: 4**

Verteilung der Ereignisse auf die einzelnen Ereignisklassen GKN-I / GKN-II im Vergleich



Die höheren Alterungsausfälle tragen zu geringeren Verfügbarkeitszeiten der älteren Anlagen bei, da zum Teil aufwändige Nachrüstungsprozesse häufiger erforderlich sind als bei den neueren Anlagen, insbesondere der Baulinie 4 (vgl. Abb. u.).

**Abb.: 5**

Verfügbarkeit der deutschen Kernkraftwerke 2008  
/atw 05/

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 %

Die höhere Zahl an Vorkommnissen bei den älteren Anlagen liegt nicht nur an der längeren Betriebszeit ihrer Bauteile. Bei den älteren Anlagen treten Alterungseffekte auch verstärkt deshalb auf, weil

- die Qualitätsanforderungen bei der Herstellung der Bauteile geringer und Herstellungstechniken noch nicht so entwickelt waren
- sich Alterungsausfälle mit Frühausfällen auf Grund von Nachrüstungen in den Anlagen überlagern (vgl. unten)

- sich bei alten Anlagen durch ein Aufeinanderwirken verschiedener Alterungsprozesse zusätzliche Fehler ergeben können
- bei alten Anlagen die Prüfbarkeit im Vergleich zu neueren Anlagen - konzeptionell bedingt – eingeschränkt ist und Alterungseffekte zum Teil schlechter zu erkennen sind.

Dem Alterungsmanagement sind bei allen Anlagen auch dadurch Grenzen gesetzt, dass sich eine Reihe von Komponenten und Systemen nach Aufnahme des Leistungsbetriebes im Anschluss an die Inbetriebsetzungsphase nicht mehr anforderungsgerecht prüfen lassen, weil dies entweder verfahrenstechnisch nicht möglich oder unzulässig ist. Beispielsweise ist es nicht mehr möglich, die Funktionsweise der im Sicherheitsbehälter installierten Komponenten unter realistischen Bedingungen zu prüfen. Hierzu gehörte es, die Bedingungen eines Kühlmittelverluststörfalls mit hoher Druck- Temperatur- oder Feuchtebeanspruchung herzustellen /Wieland/. In diesen Fällen sind die Daten zur Beurteilung der Alterung reduziert. Dies führt trotz aller Ersatzmaßnahmen<sup>10</sup> grundsätzlich zu einem höheren Risiko, dass Alterungsprozesse nicht erkannt werden. Bei den älteren Anlagen ist dieses Risiko nicht nur auf Grund ihres höheren Alters erhöht sondern auch deshalb, weil in diesen Anlagen eine schlechtere Werkstoffqualität vorhanden ist als in den neueren Anlagen.

## 4.2 Nachweisalterung

Die Sicherheitsnachweise, die den Genehmigungen der Anlagen zu Grunde liegen, sind mittlerweile zum Teil mehr als 30 Jahre alt. Seitdem haben sich jedoch Auslegungsparameter, d.h. die Ausgangsgrößen für Berechnungen und Rechenmethoden verändert, wissenschaftliche Erkenntnisse sind hinzugekommen, neue Betriebserfahrungen liegen vor. Die alten Nachweise, dass Störfälle sicher beherrscht werden, reichen nicht mehr aus, soweit sie sich aus heutiger Sicht als unvollständig und im Ergebnis als falsch herausstellen /RSK 01//Öko-Institut 01/. Solche Fälle hat es in der Vergangenheit immer wieder gegeben. Bis heute ist beispielsweise die Frage nicht abschließend geklärt, ob bei einer Leitungsleckage im Reaktor freiwerdendes Isoliermaterial nicht die Kühlkanäle verstopft. Dies könnte katastrophale Konsequenzen haben. Im Rahmen der Genehmigung war diese Frage gar nicht geprüft worden, weil das Problem noch nicht erkannt worden war. Der im Rahmen der damaligen Genehmigung geführte Sicherheitsnachweis ist deshalb aus heutiger Erkenntnis unvollständig geführt worden und im Ergebnis falsch.

Darüber hinaus sind nicht nur im Nachhinein ehemals geführte Sicherheitsnachweise „gealtert“ und dadurch entwertet worden. Sicherheitsnachweise, die nach heutigem Stand für einen sicheren Betrieb der Anlage erforderlich sind, die im Rahmen der ursprünglichen Genehmigungen aber noch *nicht gefordert* worden waren, liegen zum Teil gar nicht vor. Hierzu gehören unter anderem

- Nachweise zur Beherrschbarkeit von Störfällen, die sich im Stillstandsbetrieb ereignen
- ausreichende Beschreibung aller Maßnahmen zu Schadensbegrenzungen bei Unfällen

---

<sup>10</sup> zu Ersatzmaßnahmen vgl. /Wieland/

- Dokumentation und Nachweis der Umsetzung eines dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechenden Sicherheitsmanagementsystems

Darüber hinaus ist die Genehmigungsdokumentation der Anlagen der alten Baulinien gegenüber heutigen Standards wesentlich schlechter. Gegenüber den heute geltenden Standards sind die alten Genehmigungen und Genehmigungsdokumentationen in vielen Fällen unvollständig.

In vielen Fällen, in denen die Anlagen mehrfach verändert wurden und es Änderungsdokumente der n-ten Ordnung von Änderungsdokumenten gibt, lässt sich der Zustand der Anlagen darüber hinaus nur noch aufwändig in einer geschlossenen Kette von Nachweis- und Dokumentationsunterlagen verfolgen.

Beide Alterungsphänomene, die Alterung der Sicherheitsnachweise und die Alterung der Dokumentation verstärken die Gefahr, dass bestehende Risiken der älteren Anlagen nicht erkannt werden. Die bestehenden alten Genehmigungen spiegeln deshalb ein Sicherheitsniveau wider, das in Wirklichkeit nicht existiert. Das wirkliche Sicherheitsniveau ist in der Regel geringer als das in der Genehmigung bestätigte.

Die Betreiber sind bislang entgegen internationalen Regeln /GRS 04/ gesetzlich nicht verpflichtet, Ihre Nachweise von sich aus auf dem jeweils neuesten Stand zu halten. Lediglich da, wo es anlassbezogene Überprüfungen gibt, werden die alten Nachweise hinterfragt und gegebenenfalls zusammen mit erforderlichen Änderungen der Anlage erneuert (insbesondere in der Folge von „Weiterleitungsnachrichten“ der GRS im Auftrag des BMU).

In wieweit die alten Nachweise noch gültig sind, könnte nur durch ihre systematische Überprüfung nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik, also nach den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke /BMU 10/, herausgefunden werden. Dies ist eine grundlegende Anforderung für den Betrieb aller deutschen Kernkraftwerke.

### 4.3 Personalalterung<sup>11</sup>

Der Verlust von Know How durch Ausscheiden von Mitarbeitern insbesondere bei den Betreibern von Kernkraftwerken aber auch bei Gutachtern und Behörden ist ein Thema, dass seit mehr als über zehn Jahren in der Fachwelt diskutiert wird. Verschärft wird die Problematik seit Mitte der neunziger Jahre dadurch, dass sich immer weniger Studenten für naturwissenschaftliche Fächer und erst recht für Kerntechnik interessieren. Diese Entwicklung ist nicht auf Deutschland beschränkt /BMU 03/. Betreiber und Sachverständigenorganisationen sowie auch die im „Kompetenzverbund Kerntechnik“ zusammengeschlossenen Behörden und Organisationen versuchen mit umfangreichen Programmen Strukturen und Anreize zu schaffen, um die erforderliche Kompetenz aufrecht zu erhalten /atw 03/, /atw 02/, /atw 01/.

Die Atomaufsichtsbehörden haben ein besonderes Problem, die erforderliche Kompetenz aufrecht zu erhalten. Bereits auf Grund unflexibler Gehaltsstrukturen und nicht ausreichender finanzieller Mittel sind sie kaum in der Lage, kerntechnisch hoch qualifizierte und erfahrene Techniker anzuwerben /BMU 06/.

---

<sup>11</sup> Eine detaillierte Untersuchung dieses Themenkomplexes ist nicht Teil dieser Studie

## 4.4 Konzeptionelle Alterung

### 4.41 Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik – historische Entwicklung

Die Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik hat – wie in allen anderen Bereichen der Technik – zur Folge, dass neue Konzeptionsprinzipien alte Auslegungskonzepte verdrängen.

Ganz deutlich und für jedermann erfahrbar ist dies in der Autosicherheitstechnik. In einem 2 CV lassen sich schwerlich Knautschzonen und die vielen weiteren Sicherheitselemente nachträglich einbauen, die heute selbstverständlich sind und dazu beigetragen haben, dass die Anzahl der im Straßenverkehr Getöteten deutlich gesunken ist. Grundsätzlich vergleichbar verhält es sich mit der Sicherheitstechnik von Kernkraftwerken. Die vier Generationen (Baulinien) der deutschen Druckwasserreaktoren sowie die zwei Generationen der Siedewasserreaktoren spiegeln auch die Entwicklung der Sicherheitstechnik wider. Ein Kernkraftwerk der ersten, zweiten oder dritten Generation wäre bereits vor zwanzig Jahren nicht mehr genehmigungsfähig gewesen. Ein Kernkraftwerk der neuesten vierten Generation („Konvoi-Konzept“) hätte die Anforderungen des Atomgesetzes seit dem Jahr 1994 /AtG 01/ nicht mehr erfüllt. Keines der heute betriebenen Kraftwerke würde die heutigen internationalen Auslegungsanforderungen für neue Kernkraftwerke erfüllen.

Ganz wesentlich entwickelte sich die Sicherheitstechnik aus den Erfahrungen von Störfällen. Die Erfahrungen der im Folgenden beispielhaft dargestellten Störfälle konnten von den älteren deutschen Anlagen jedoch konzeptionell nicht mehr berücksichtigt werden, da ihre Planung und zum Teil auch ihr Bau bereits abgeschlossen waren.

Ein wesentliches Ereignis war der Brand in der US amerikanischen Anlage Browns Ferry im Jahr 1975. Plastische Beschreibungen des Ereignisablaufs finden sich u.a. im Internet:

Am 22. März 1975 ging ein Techniker bei einem Kontrollgang auf die Suche nach einem Luftleck. Dabei verwandte er eine brennende Kerze. Der Schaumstoff, mit dem Kabel umgeben waren, fing Feuer. Das Feuer wurde erst erkannt, als der Polyurethan-Schaum brannte und erhebliche Schäden an Kabeln aufgetreten waren. Daraufhin funktionierte im Block 2 der Anlage nur noch ein einziges Notkühlsystem zum Herunterfahren des Reaktors, im Block 1 war kein Notkühlsystem mehr verfügbar, denn die Stromversorgung der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Pumpen war durch den Brand ausgefallen. Ohne eine ausreichende Kühlung stand der Reaktor vor einer Kernschmelze. Denn ein Abschalten des Reaktors durch eine Unterbrechung der Kettenreaktion reicht nicht in einem solchen Fall nicht aus. Die radioaktiven Zerfälle erzeugen auch nach Abschaltung immer noch eine solch große Hitze, dass jeder Reaktorbehälter ohne weitere Kühlung versagt. Es konnten jedoch noch zwei „Kondensatpumpen“, die als Teil des normalen Betriebssystems nicht zur Beherrschung eines solchen Störfalls vorgesehen waren, aber über eine räumlich getrennte Stromversorgung verfügten, so rechtzeitig zugeschaltet werden, dass eine Kernschmelze verhindert wurde. /Wikipedia 03/

Zu einem solchen Ereignis wäre es nicht gekommen, wenn man die Stromversorgungs- und Steuerungskabel für jede der unabhängigen Pumpen des Kühlsystems baulich getrennt verlegt hätte. Denn die Pumpen waren deshalb ausgefallen, weil die Versorgungskabel durch

den Brand zugleich funktionsunfähig wurden. Das Prinzip der räumlichen Trennung wurde nach diesem Ereignis zum Grundprinzip für die Auslegung von neuen Kraftwerken.

Diese Erkenntnis kam aber zu spät beispielsweise für das Kernkraftwerk Biblis. Alle wesentlichen Kabel liefen nach dem Baukonzept durch einen Raum, den so genannten Rangierverteiler. Trotz aller Verbesserungen des Brandschutzes seit den neunziger Jahren in Biblis, wie z.B. durch Brand hemmende Kabelbeschichtungen und Teiltrennungen von Kabelsträngen, bleibt es in Biblis bei den konzeptionellen Sicherheitsnachteilen, da die Erkenntnisse von Browns Ferry bei der Planung nicht mehr berücksichtigt werden konnten.

Ein weiteres wesentliches Ereignis, welches zur Aufdeckung von Schwächen der bis dahin realisierten Kernkraftwerkskonzepte führte, war der Unfall im US amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island im Jahr 1979, bei dem es zu erheblichen Schäden im Reaktorkern kam.<sup>12</sup> Hinzu kamen die Erkenntnisse aus den ersten probabilistischen Studien zur Sicherheit der Kernkraftwerke, in denen erstmals eine Wahrscheinlichkeit für ein vollständiges Versagen der Sicherheitssysteme berechnet wurde und in denen Risikobeiträge einzelner Versagensmechanismen deutlich wurden (u.a. Rasmussen Report /Wikipedia 06/; Deutsche Risikostudie Phase B /GRS 05/). Neue Erkenntnisse über Werkstoffe führten zu neuen Anforderungen und zur Möglichkeit eines verbesserten Sicherheitsdesigns der Anlagen. Darüber hinaus führte u.a die hohe Absturzrate von Militärjets auch in der Nähe von Kernkraftwerken zur Forderung einer besseren Auslegung gegen Flugzeugabsturz, die jedoch nur bei den neueren Anlagen realisiert werden konnte.

In der Folge dieser Erkenntnisse wurden in neuen Konzepten (Baulinie 4, vgl. Kap. 4.42) u.a folgende Prinzipien und Maßnahmen umgesetzt:

- eine klarere verfahrenstechnische und räumliche Redundanztrennung
- eine klarere Trennung der Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts
- das Primat passiver gegenüber aktiven Maßnahmen,
- die Vorsorge gegen den gemeinsamen Ausfall von Sicherheitssystemen aufgrund gleicher Ursache (Diversität)
- Einsatz verbesserter Werkstoffe und ein verbessertes Sicherheitsdesign zu Gunsten der Prüfbarkeit von Rohrleitungen und Einbauten
- größere Kühlmittelvorräte
- massivere Betonhülle zum Schutz gegen Flugzeugabsturz und äußere Einwirkungen

Darüber hinaus wurde deutlich, dass die Beherrschung der ursprünglich festgelegten Auslegungsstörfälle allein nicht ausreichte, um den für erforderlich gehaltenen Schutz gegen die neu erkannten Risiken zu gewährleisten /GRS 05/. Als weitere 4. Ebene des Schutzes wurden deshalb die sog. „Notfallmaßnahmen“ definiert. Heute gehören diese Schutzmaßnahmen

---

<sup>12</sup> Dieser Unfall zeigt zugleich, zu welcher einer kaum für möglich gehaltenen Verkettung unterschiedlicher Fehler es praktisch kommen kann. Eine solche Verkettung von menschlichem und technischem Versagen ist auch durch sicherheitstechnische Analysen nicht vorhersehbar. (zum Ereignisablauf vgl. u.a. /Wikipedia 04/ /Boeing/).

auch nach der Rechtsprechung des Bundesverwaltungsgerichtes zur erforderlichen Vorsorge nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG /BverwG/.

Zu diesen Maßnahmen gehören u.a.:

- Die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters
- Vorplanung von Notfallmaßnahmen (Notfallhandbuch)
- Zusätzliche unabhängige Notstandssysteme
- Maßnahmen zur Verhinderung von Wasserstoffexplosionen im Sicherheitsbehälter
- verstärkte sekundärseitige Bespeisung bei Druckwasserreaktoren.

Das Bundesumweltministerium hat mit Verweis auf weitergehende Literatur die Entwicklung der Sicherheitstechnik dargestellt und damit dokumentiert, in welchen Sicherheitseigenschaften sich die älteren laufenden Kernkraftwerke von den neueren unterscheiden /BMU 01/.

*„Die Erkenntnisse aus den Betriebserfahrungen älterer Anlagen haben unter anderem positiv dazu beigetragen, dass der Sicherheitsstandard neuerer Kernkraftwerke höher ist als der älterer Kraftwerke. Hierüber besteht seit Langem in der kerntechnischen Fachliteratur weitgehend Einigkeit. [.....]*

*Nach Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission ist bei den neueren Kernkraftwerken die "Basissicherheit" eingeführt worden. Die Anforderungen bezüglich der Schutzziele und Nachweistiefen stiegen ebenso wie der Umfang an Hardware wie Betonarmierung, Ankerplatten, Rohrleitungen, Armaturen, Kabeln und Überwachungseinrichtungen. Insbesondere sind die Anforderungen an die Auslegung gegen Erdbeben und an den Schutz gegen einen Flugzeugabsturz sowie gegen eine Gaswolkenexplosion bei neueren Kraftwerken gestiegen. Die in Deutschland betriebenen Kernkraftwerke unterscheiden sich nicht nur in einzelnen sicherheitstechnischen Details. Sie lassen sich vielmehr mehreren Kraftwerksgenerationen mit unterschiedlichen sicherheitstechnischen Grundkonzepten zuordnen. Entsprechend der bei Erteilung der ursprünglichen Errichtungs- und Betriebsgenehmigungen zu beachtenden Fortentwicklungen des Standes von Wissenschaft und Technik besitzen die zu den moderneren Kraftwerksgenerationen gehörenden jüngeren Kernkraftwerke grundsätzlich verbesserte sicherheitstechnische Grundkonzepte mit höheren Sicherheitsreserven. Die sicherheitstechnischen Verbesserungen resultieren auf einer Weiterentwicklung auf Basis der Erfahrungen mit den jeweiligen Vorläuferanlagen, wie dies auch von den Errichtern und Betreibern der Kernkraftwerke zu Recht betont wird. Dies hat eine Reihe sicherheitstechnisch relevanter Verbesserungen mit sich gebracht (Keller, Genehmigungsverfahren aus der Sicht der Industrie, Atomwirtschaft, September 1983, S. 455 (457-459); Rieser/Kojetinski, a.a.O., S. 1041). Auch bei den so genannten Konvoi-Anlagen, zu denen das KKE gehört, hat die angewandte Technik eine Reihe sicherheitstechnischer Verbesserungen mit sich gebracht (W. Keller, Genehmigungsverfahren aus der Sicht der Industrie, Atomwirtschaft, September 1983). So ist bei Konvoi-Anlagen die Gebäudeaußenwand des Reaktorgebäudes verstärkt und sind die Innenwände des Reaktorhilfsanlagengebäudes als so genannter Volltresor errichtet worden, so dass*

*dadurch größerer Schutz gegen einen Flugzeugabsturz erreicht worden ist.(R. Rieser/A. Kojetinski, Kernkraftwerk Isar 2 - Modellanlage des "Konvois", in: VGB Kraftwerkstechnik 63, Heft 12, Dezember 1983; zu Einzelheiten der Verbesserung der Sicherheit siehe auch R. Rieser, D. Brosche/P. Faber, Planung, Errichtung und Inbetriebnahme des Konvoi-Leitprojekts Isar-2, in: Atomwirtschaft, Juni 1988; W. Keller, Stand und Bedeutung der Konvoi-Anlagen, Atomwirtschaft, August/September 1988, 418 ff.; P. Ruße/ R. Vollrath, Das KKE ist in Betrieb, Atomwirtschaft, Oktober 1988) [.....]*

*Die Verbesserungen der Sicherheit betreffen nicht nur den Schutz gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse. Beispielhaft sind weiterhin eine zunehmende transparente Organisation der Leittechnik, der Ersatz von geschraubten Verbindungen durch Verschweißungen und neue Bruchkonzepte für sicherheitstechnisch relevante Rohrleitungen zu nennen (Rieser/Kojetinski, a.a. O., S. 1043 ff. zu Einzelheiten der Verbesserung der Sicherheit siehe auch: Rieser/Brosche/Faber, Planung, Errichtung und Inbetriebnahme des Konvoi-Leitprojekts Isar 2, Atomwirtschaft, Juni 1988, S. 276 ff.; Ruße/Vollrath, Das KKE ist in Betrieb, Atomwirtschaft 1998, S. 484 ff.; Richter, a.a.O., S. 967). [.....]*

*Auch die frühere, von CDU/CSU und FDP geführte Bundesregierung hatte in ihrem Bericht für die Erste Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit, den sie dem Deutschen Bundestag mit Schreiben vom 11. August 1998 zugeleitet hatte, die nachteiligen Auslegungsmerkmale der älteren Generationen der Druckwasserreaktoren und der Siedewasserreaktoren dargestellt (vgl. den als BT -Drs.13/113 50 auch dem Gesetzgeber der Atomausstiegsnovelle bekannten Bericht der Bundesregierung, insbes. S. 80 ff.).“ /BMU 01/*

#### **4.42 Baulinien der deutschen Kernkraftwerke**

Entsprechend der Auslegung bei der Errichtung können die Kernkraftwerke in vier Baulinien bei Druckwasserreaktoren und zwei Baulinien bei Siedewasserreaktoren eingeteilt werden. Die beiden Anlagen der 1. Baulinie der Druckwasserreaktoren sind inzwischen außer Betrieb. Die modernste Konzeption der laufenden Reaktoren stellt die Baulinie 4 dar.

Zu den konzeptionell veralteten Druckwasserreaktoren der Baulinie 2 zählen /BMU 03/

- Biblis A (KWB A)
- Biblis B (KWB B)
- Neckarwestheim 1 (GKN 1)
- Unterweser (KKU)

Zu den konzeptionell veralteten Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 gehören /BMU 03/

- Brunsbüttel (KKB)
- Krümmel (KKK)
- Philippsburg 1 (KKP 1)

- Isar 1 (KKI 1)

Entsprechend der historischen Entwicklung der Sicherheitstechnik konnten in diesen Reaktoren der älteren Baulinien, die in Kapitel 4.3.2 beschriebenen Maßnahmen nicht mehr umgesetzt werden.

Aufbauend auf den Betriebserfahrungen der ersten beiden Generationen und im Einklang mit den neuen Richtlinien (BMI-Sicherheitskriterien (1977), Störfall-Leitlinien (1983)) wurden die Druckwasserreaktoren der dritten und vierten Generation in den achtziger Jahren in Betrieb genommen.

#### **4.421 Sicherheitsnachteile bei alten Siedewasserreaktoren (Baulinie 69)**

Das Bundesumweltministerium beschreibt in seinem Bericht zur 4. Überprüfungstagung der Konvention zur Nuklearen Sicherheit /BMU 03/ die konzeptionellen Nachteile der Baulinie 69 (s.o.) im Vergleich zur moderneren Baulinie 72 von Siedewasserreaktoren wie folgt:

- Die Prüffähigkeit der Rohrleitungen und Komponenten durch zerstörungsfreie Prüfungen sei zum Teil eingeschränkt. Dies erhöht das Risiko, Risse in Rohrleitungen und Komponenten nicht früh genug zu erkennen.
- Reaktordruckbehälter verfüge nicht über nahtlose Schmiederinge. Er ist deshalb gegenüber auftretenden Spannungen weniger resistent und empfindlicher gegenüber Alterungsprozessen.
- Das Bruchausschlusskonzept sei „nachqualifiziert“ worden und verfüge nicht über die gleiche Qualität wie das der neueren Anlagen. Die Sicherheitsreserven gegenüber Rissbildungen in Rohrleitungen sind deshalb geringer.
- Die zusätzliche Notstromversorgung zur Beherrschung äußerer Einwirkungen verfüge nur über ein bis zwei statt vier Stränge. Die Stromversorgung ist unabdingbare Voraussetzung zum Betreiben der Kühlpumpen und damit zur Verhinderung einer Kernschmelze. Das Risiko, dass die Stromversorgung und damit die Kernkühlung ausfällt, ist bei Baulinie 69 damit höher.
- Die Notstromversorgung sei „vermascht“ aufgebaut, bestehe also nicht aus unabhängigen voneinander getrennten Versorgungssträngen. Daraus resultiert eine höherer Fehleranfälligkeit.
- Der Schutz gegen Flugzeugabsturz sei wesentlich geringer.

Darüber hinaus gibt es konkretere Unterschiede beider Baureihen<sup>13</sup>:

#### **Sicherheitsbehälter:**

Der Sicherheitsbehälter der SWR Baulinie 69 besteht aus einem kugelförmigen Stahlbehälter mit einer zylinderförmigen Verlängerung im unteren Bereich. Er besitzt ein deutlich kleineres Volumen als die Sicherheitsbehälter der neueren Baulinie 72, die darüber hinaus eine wesentlich höhere Festigkeit aufweisen, da sie aus Stahlbeton bestehen.

---

<sup>13</sup> Zu den Auslegungsunterschieden auch am Beispiel des Kernkraftwerks Isar I vgl. /intac/

Konsequenzen: Schnelleres Versagen bei Druckaufbau, geringere Festigkeit der Verankerung der eingebauten sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten, geringere Rückhaltefähigkeit bei Kernschmelzprozessen und damit deutlich kürzere Vorwarnzeit der Bevölkerung in Katastrophenfällen.

### **Notkühlung:**

Es besteht im Gegensatz zur Baulinie 72 keine Möglichkeit der Notkühlung des Reaktors aus dem Sumpf des Reaktorbehälters. Das sich bei einem Leck am Boden ansammelnde Kühlmittel kann nicht in den Kühlkreislauf zurückgepumpt werden.

Konsequenzen: Es steht bei einem Leckstörfall im Sicherheitsbehälter weniger Kühlmittel zur Verfügung. Die Sicherheitsreserven sind geringer.

### **Steuerstäbe:**

Die Steuerstäbe werden von unten in den Reaktor eingefahren, benötigen also aktive Komponenten (elektrischer Antrieb) gegen die Schwerkraft.

Konsequenzen: Dieser Antrieb kann ausfallen. Dies ist sicherheitstechnisch bedeutsam: Steuerstäbe dienen u.a. dazu, die Kettenreaktion im Reaktor bei einer notwendigen Abschaltung zu beenden. In dieser Sicherheitsfunktion ist die Baulinie 69 daher konzeptionell fehleranfälliger als die neuere Baulinie.

### **Reaktorgebäude:**

Das Reaktorgebäude ist im Gegensatz zur Halbkugelform der Baulinie 72 kastenförmig.

Konsequenzen: schlechtere Abtragbarkeit von äußeren Lasten (Druckwelle, Flugzeugabsturz). Im Fall eines gezielten Flugzeugangriffs höhere Trefferwirksamkeit

### **Lagerbecken:**

Das Brennelementelagerbecken, in dem die abgebrannten hochradioaktiven Brennelemente – wie üblich - ungeschützt unter Wasser gelagert sind, liegt im oberen Teil des Reaktorgebäudes außerhalb des Sicherheitsbehälters. Oberhalb des Lagerbeckens befindet sich ein schwerer Hebekran.

Konsequenzen: Bei einer Zerstörung der ohnehin schwachen und geometrisch ungünstigen Reaktorhülle von außen besteht das Risiko, dass es zu einer großen Freisetzung von Radioaktivität aus den im Lagerbecken gelagerten Brennelementen kommt.

## **4.422 Sicherheitsnachteile der alten Druckwasserreaktoren (Baulinie 2)**

Das Bundesumweltministerium beschreibt in seinem Bericht zur 4. Überprüfungstagung der Konvention zur Nuklearen Sicherheit /BMU 03/ die konzeptionelle Nachteile der Druckwasserreaktoren der Baulinie 2 (KWB A, KWB B, GKN 1, KGU) im Vergleich zur moderneren Baulinie 4:

- Die Prüffähigkeit der Rohrleitungen und Komponenten durch zerstörungsfreie Prüfungen sei zum Teil eingeschränkt.

- Die Hauptkühlmittelleitung verfüge nicht über vollständig nahtlose Rohre.
- Die Werkstoffe für die Komponenten und Rohrleitungen mit einer Nennweite von mehr als 400 mm verfügen nicht über die heute (ab Baulinie 4) eingesetzte Qualität.
- Das Bruchausschlusskonzept sei nur „nachqualifiziert“. (Folge: geringere Qualität als bei neueren Anlagen).
- Sicherheitsbehälter sei gegen geringeren Überdruck und geringere Temperatur ausgelegt.
- Die Wandstärke der Stahlhülle des Sicherheitsbehälters sei geringer (Auswirkung s.o.).
- Zusätzliche Notstromversorgung zur Beherrschung äußerer Einwirkungen verfüge über ein bis zwei statt 4 Stränge.
- Die Notstromversorgung sei „vermascht“ aufgebaut, bestehe also nicht aus unabhängigen voneinander getrennten Versorgungssträngen. Daraus resultiert eine höherer Fehleranfälligkeit.
- Der Schutz gegen Flugzeugabsturz sei wesentlich geringer.

Diese konzeptionellen Nachteile spiegeln sich detailliert exemplarisch wider in den Ausführungen des Bescheids des BMU zu den Anträgen auf Strommengenübertragung von EnBW und RWE (vgl. hierzu Kapitel 6).

EnBW hatte beantragt, Strommengen vom Kernkraftwerk GKN 2 (Baulinie 4) auf das Kernkraftwerk GKN 1 (Baulinie 2) zu übertragen. RWE hatte beantragt, Strommengen vom Kernkraftwerk Emsland (KKE, Baulinie 4) auf das Kernkraftwerk Biblis A (KWB A, Baulinie 2) zu übertragen. Im Rahmen der Prüfung der Anträge der Betreiber zur Übertragung von Strommengen von neueren auf ältere Kernkraftwerke hat das Bundesumweltministerium Sicherheitsvergleiche zwischen den betroffenen Anlagen durchgeführt und diese Vergleiche mit einer Bewertung abgeschlossen. Grundlage dieser Sicherheitsvergleiche waren Sicherheitsgutachten einer Gutachtergruppe unter Federführung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) in Zusammenarbeit mit dem Bremer Physikerbüro und dem Öko-Institut. Nach gründlicher Prüfung durch das Gutachterteam unter Federführung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit ergaben sich deutliche Sicherheitsnachteile der älteren Anlagen. Die Vergleiche bestätigen einerseits detailliert ausgewiesen und andererseits exemplarisch, dass der Betrieb der alten Druckwasserreaktoren der Baulinie 2 risikoreicher ist als der Betrieb der neueren Anlagen der Baulinie 4.

## **5. Grenzen der Nachrüstung**

Insbesondere von Betreiberseite wird immer wieder betont, dass die älteren Kernkraftwerke (vgl. Kap. 4.42) mittlerweile runderneuert seien. Eine Vielzahl von Komponenten sei ausgetauscht worden /Schwickert/, /VDEW 01/, insoweit könne man nicht von alten Anlagen sprechen. Die alten Anlagen wiesen daher ein mit den neueren Anlagen vergleichbares Sicherheitsniveau auf.

Diese Aussage ist falsch. Die dargelegten konzeptionellen Sicherheitsnachteile der älteren Anlagen bestehen weitgehend nach wie vor (s.o. sowie Kapitel 6). Sie würden bei einem systematischen Vergleich dieser Anlagen mit den neueren Kernkraftwerken und erst recht mit dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik offen zu Tage treten. Einen solchen

Vergleich lehnten die Betreiber und die Bundesländer deshalb bereits im Jahr 2009 entschieden ab. Die hierzu erforderlichen Prüfkriterien hat das Bundesumweltministerium im April 2009 mit den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ bereitgestellt /BMU 10/. Nach dem heftigen politischen Widerstand der Betreiber und Mehrheit der Länder gegen die umfassende Anwendung der kerntechnischen Sicherheitskriterien ist auch nicht zu erwarten, dass die neue Bundesregierung eine Sicherheitsbewertung vorlegen wird, aus der die Abweichungen der deutschen Kraftwerke vom heutigen Stand von Wissenschaft und Technik sichtbar werden. Ohne einen derartigen Maßstab kann jedoch keine vollständige und systematische Aussage darüber gemacht werden, wie weit die älteren Kernkraftwerke sich mittlerweile vom geltenden Sicherheitsstandard entfernt haben.

Ein Großteil der Nachrüstungen, auf die die Betreiber verweisen, diente zudem nicht dazu, das bereits bei der Genehmigung vorausgesetzte Sicherheitsniveau zu verbessern, sondern dazu, Fehler, die bei Planung, Bau und Anlagenänderungen gemacht worden waren, zu beseitigen. Durch diese Nachrüstungen wurde erst diejenige Sicherheit realisiert, die zum Genehmigungszeitpunkt schon vorausgesetzt worden war. Hierzu gehören u.a.

- Austausch von Rohrleitungen und Armaturen, die den Belastungen nicht standgehalten hatten (u.a. Isar I, KKB, Biblis, GKN 1)
- Austausch von Verankerungen, die sich für anzunehmende Erschütterungen durch äußere Ereignisse als ungenügend erwiesen hatten (u.a. Biblis)
- Austausch von Kabeln, die frühzeitig gealtert und nicht mehr kurzschlussfest waren (u.a. KKB)
- Beseitigung von Planungsfehlern in der Notstromversorgung (KKB)
- Austausch von Dübeln, die nicht die vorausgesetzte Festigkeit aufgewiesen hatten (u.a. Biblis, Brunsbüttel, Krümmel)
- Vergrößerungen und weitere wesentliche Änderungen der so genannten Sumpfsiebe sowie weitere Maßnahmen, um im Falle eines Kühlmittelverlustes die Verstopfung des Kühlkreislaufes durch Isoliermaterial der Rohrleitungen zu verhindern

Darüber hinaus waren die Atomaufsichtsbehörden durch die gesetzlich festgelegten Laufzeitbegrenzungen rechtlich nicht in der Lage, grundlegende konzeptionelle Nachbesserungen der Anlagen zu verlangen. Grundlegende aufwändige Maßnahmen, deren Realisierung mehrere Jahre in Anspruch genommen hätten und nur noch eine kurze Zeit zu einer Sicherheitssteigerung geführt hätten, wären vor dem Hintergrund der Restlaufzeitbegrenzung unverhältnismäßig gewesen. Nicht gefordert wurden somit z.B.

- Wirksame bauliche Maßnahmen zum Schutz gegen Flugzeugabsturz
- Beherrschung von Leckagen und Brüchen mit der gleichen Sicherheit wie bei den neueren Anlagen
- Austausch veralteter Notstromsysteme
- Herstellung einer dem Stand der Technik entsprechenden Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen

Wenn die Aussage der Betreiber richtig wäre, das auch die alten Anlagen durch dauernde Nachrüstungen auf neuem Stand gehalten und modernisiert würden, dann müssten zudem die Nachrüstungen von gestern dazu geführt haben, dass sich die Fehlerrate auf diejenige mo-

dernerer Anlagen vermindert oder sich zumindest weiterhin im niedrigen Bereich der „Badewannenkurve“ befindet. Das ist jedoch nicht der Fall. Die Fehlerraten bei den älteren Kernkraftwerken sind einerseits deutlich höher als die der neueren Kraftwerke (s.o.) und sie sinken auch nicht, sondern sie steigen. Unter anderem folgt dies aus folgenden Ursachen:

1. Die Alterung der Anlagen schreitet schneller voran als der vorsorgende Austausch von Bauteilen.
2. Die deutlichen konzeptionellen Sicherheitsnachteile, insbesondere das schlechtere Anlagendesign (vgl. Kapitel 4.4), führt zu einer systematisch höheren Fehlerquote.
3. Nachträgliche Änderungen führen praktisch in jedem System statistisch zu Folgefehlern. Dies gilt auch für Kernkraftwerke. Durch den umfangreichen Austausch von Komponenten, Rohrleitungen, Kabeln, Befestigungen sind auf der einen Seite – zu meist vorzeitige - Alterungsprozesse unterbrochen worden. Auf der anderen Seite wurden durch die zum Teil umfangreichen Nachrüstungen neue Fehler eingebaut, die die Fehlerrate und damit das Risiko erhöht haben. Das Risiko, neue Fehler zu machen, ist dabei umso höher, je komplexer das System ist, in das eingegriffen wird. Nachträgliche Eingriffe durch Nachrüstungen können auf diese Weise zu ganz neuen Risiken für den Betrieb führen. Dies ist auch die Erfahrung aus der Praxis der Nachrüstungen in den deutschen Kernkraftwerken.

Beispiele:

Seit Ende der achtziger Jahre war bekannt, dass die Auslegung des Kernkraftwerk Biblis A gegen Erdbeben und so genannte dynamische Lasten, d.h. Schwingungen von Komponenten und Rohrleitungen durch mögliche interne und externe Ursachen nicht ausreichend war. In der Folge wurden die Verankerungen in den Betonstrukturen nachgerüstet. Hierzu wurden u.a. Dübel verwendet, die sich im Inneren des Betons festfräsen sollen. Um einen festen Sitz zu erlangen, mussten die Dübel exakt bis zu einer roten Markierung eingedreht werden. Am 15.10.2006 wurde bei einer Inspektion im Kernkraftwerk Biblis eine Ankerplatte entdeckt, die nicht mehr schlüssig auf dem Beton auflag /BMU 09/. Weitere Untersuchungen ergaben, dass die Dübel zum Teil nicht vorschriftsmäßig bis zur roten Markierung eingedreht waren, und die erforderliche Festigkeit dadurch nicht erreicht wurde. Dieser Vorfall löste eines der umfassendsten Nachrüstungsprogramme wegen vorheriger fehlerhafter Nachrüstungen in Deutschland aus. In einigen Anlagen mussten Tausende von Dübeln ausgetauscht werden. Betroffen waren insbesondere die älteren Kernkraftwerke, in denen nach der Errichtung Änderungen der Festpunkte durch Rohrleitungs- und Armaturennachrüstungen geändert worden waren.

Am 01.07.2009 ergaben sich im Kernkraftwerk Krümmel (KKK) anlässlich einer Störung am Eigenbedarfstransformator Hinweise auf Brennstabschäden durch Anstieg der Freisetzungsrates des langlebigen Edelgases Xenon 133. Am 04.07.2009 wurden diese Hinweise durch einen Anstieg von Spaltprodukten im Reaktorwasser bestätigt /Becker/. Als Ursache wurde eine äußere Schädigung von Brennelementen durch Metallteile festgestellt. Zuvor waren im Rahmen eines umfangreichen Nachrüstungsprogramms Armaturen im KKK saniert worden. Dabei waren auch innere Wände von Rohrleitungen/Armaturen nachgefräst worden. Dabei entstehende Me-

tallspäne waren nicht sorgfältig genug entfernt worden und in den Kühlkreislauf des Reaktors gelangt.

Am 14.12.2001 ereignete sich im Kernkraftwerk Brunsbüttel eine Wasserstoffexplosion in unmittelbarer Nähe des Reaktordruckbehälterdeckels /BMU 08/. Leitungen wurden aufgerissen und verbogen, ein 2,7 m langes Rohrstück der Deckelsprühleitung am Reaktordruckbehälter (RDB) fehlte. Die betroffene RDB-Deckelsprühleitung ist ein Teilsystem des Reaktorwasserreinigungssystems und hat die betriebliche Aufgabe, beim Abfahren der Anlage die Abkühlzeit zu verkürzen /BMU 08/. Ein Grund dieser Explosion lag darin, dass sich in einer Leitung Kondensat gebildet hatte, welches nicht abfließen konnte. Grund hierfür waren vorausgegangene Reparaturarbeiten an einem Ventilsitz.

Die hier genannten Beispielfälle stehen für viele andere. Auch international wird auf Fälle von Folgeversagen auf Grund von Änderungen und die sich daraus ergebenden Sicherheitsrisiken hingewiesen.<sup>14</sup>

Die flache Linie der Badewannenkurve ( $t_1 - t_2$ ) durch Nachrüstungen zu verlängern und den Anstieg der Altersflanke zu verzögern, ist deshalb nur begrenzt möglich.

Das einfache Schaubild der Badewannenkurve ist deshalb zu ergänzen. Das Ziel der Nachrüstung besteht darin, den Beginn des Anstiegs der Altersflanke ( $t_2$ ) weiter hinauszuzögern oder den Anstieg der Altersflanke abzuschwächen. Da die Nachrüstungen jedoch ihrerseits Folgefehler verursachen, überlagert sich die gedämpfte Altersflanke mit einem neuen Beitrag von Frühausfällen der Nachrüstung. Im Einzelfall kann sich der sicherheitstechnische Nutzen der Nachrüstung durch die auftretenden Frühausfälle und die durch sie geschaffenen Risiken kompensieren. Nicht ausgeschlossen ist es im Einzelfall, dass die Risiken der Nachrüstung ihren Nutzen zumindest zeitweise übersteigen. Im Schaubild betrachtet gibt es in solchen Fällen kein Entkommen aus der Badewanne. Insbesondere dann, wenn ein umfangreiches Nachrüstungsprogramm realisiert wird, um alte und veraltete Kraftwerke auf einen moderneren Stand zu bringen, sind Eingriffe mit einer Vielzahl möglicher Wechselwirkungen chemischer, mechanischer, elektrischer und elektronischer Art zwischen alt und neu nötig, die die Fehleranfälligkeit erhöhen. Bereits kleine Störungen und Nachlässigkeiten können dabei große sicherheitsrelevante Auswirkungen haben. Die Nachrüstung wird, zumindest für eine Übergangszeit bis zum Abklingen der von ihr verursachten Fehlerrate, damit selbst zum Risiko. Diese Gesetzmäßigkeiten setzen der Nachrüstung, insbesondere zur Beseitigung konzeptioneller Schwächen der älteren Kernkraftwerke, deutliche Grenzen. Das

---

<sup>14</sup> "Experience with maintenance and modification control

**Summary of reported events**

Retainers of pump bearings were discovered to be made of polyamide and not of the metal for which equipment qualifications were acquired. In other events, inadequate lubrication of equipment due to the use of insufficient amount of lubricant, ageing lubricants or mixing incompatible ones, were reported to represent potential risk of common cause failures of pumps, circuit breakers and valves. A modification of a cleaning technique of high-pressure jet spraying for boiler tube sheets caused material erosion of the boiler tube surface.

**Safety significance**

The use of incorrect material or part, in the case of the pump bearing for example, could destabilize the pump shaft leading to the loss of the pump and the safety function of the system. Because the same deficiency may be introduced in more than one pump, the deficiency could result in a common cause failure. In another example, material erosion (by high pressure jet spraying) of boiler tube surface could lead to degradation of the pressure boundary of the coolant system" /IAEA, OECD NEA/.

Risiko der älteren Kernkraftwerke wird deshalb auch zukünftig auf einem deutlich höheren Niveau verbleiben als das der neueren Anlagen.

## 6. Sicherheitsvergleiche<sup>15</sup>

EnBW hatte beantragt, Strommengen vom Kernkraftwerk GKN 2 (Baulinie 4) auf das Kernkraftwerk GKN 1 (Baulinie 2) zu übertragen. RWE hatte beantragt, Strommengen vom Kernkraftwerk Emsland (KKE, Baulinie 4) auf das Kernkraftwerk Biblis A (KWB A, Baulinie 2) zu übertragen. Im Rahmen der Prüfung der Anträge der Betreiber zur Übertragung von Strommengen von neueren auf ältere Kernkraftwerke hat das Bundesumweltministerium Sicherheitsvergleiche zwischen den betroffenen Anlagen durchgeführt und diese Vergleiche mit einer Bewertung abgeschlossen. Grundlage dieser Sicherheitsvergleiche waren Sicherheitsgutachten einer Gutachtergruppe unter Federführung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) in Zusammenarbeit mit dem Bremer Physikerbüro und dem Öko-Institut. Nach gründlicher Prüfung durch das Gutachterteam unter Federführung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit ergaben sich deutliche Sicherheitsnachteile der älteren Anlagen. Die Vergleiche bestätigen einerseits detailliert ausgewiesen und andererseits exemplarisch, dass der Betrieb der alten Druckwasserreaktoren der Baulinie 2 risikoreicher ist als der Betrieb der neueren Anlagen der Baulinie 4.

Der Sicherheitsvergleich /BMU 01/ wurde für die verschiedenen Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts durchgeführt.

Das gestaffelte Sicherheitskonzept ist der Kern des Sicherheitsdesigns der heutigen Atomkraftwerke /BMU 10/. Es besteht aus mehreren Sicherheitsebenen, die unabhängig voneinander gewährleisten sollen, dass es nicht zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen kommt oder im Falle einer Freisetzung die Auswirkungen so gut wie möglich begrenzt werden. Diese Ebenen sind hintereinander angeordnet wie „Verteidigungslinien“. Im englischen Sprachgebrauch spricht man deshalb auch von dem „defense-in-depth-concept“. In der ursprünglichen Auslegung der deutschen Kernkraftwerke waren nur 3 Sicherheitsebenen angelegt. Die erste dient dazu, durch eine hohe Qualität der Anlage und ihrer Systeme und Komponenten sowie durch eine sorgfältige Betriebsführung alle Störungen, die Sicherheitsauswirkungen haben können, zu vermeiden (Sicherheitsebene 1). Die zweite Sicherheitsebene soll durch Regelsysteme Störungen des Normalbetriebs abfangen. Die dritte Sicherheitsebene tritt dann in Funktion, wenn ein für die Sicherheit der Anlage wichtiges System versagt und die Sicherheit nicht mehr durch die Regelsysteme der Sicherheitsebene 2 gewährleistet werden kann. Es handelt sich dann um einen Störfall. An die 3. Sicherheitsebene, die Ebene der Störfallbeherrschung, werden besondere Anforderungen gestellt. Ihre Sicherheitssysteme müssen mehrfach vorhanden und unabhängig voneinander sein. Sie müssen darüber hinaus so aufgebaut sein, dass nicht der gleiche Fehler alle Systeme zugleich außer Funktion setzen kann (Diversität). Das defense-in-depth-System kann nur dann richtig funktionieren, wenn die Sicherheitsebenen auch untereinander unabhängig sind /BMU 10/. Denn wenn ein System, welches Störfälle auf der dritten Sicherheitsebene abfangen soll, bereits als Regeleinrichtung der zweiten Ebene ausgefallen ist, läuft seine Funktion zur Störfallbeherrschung

---

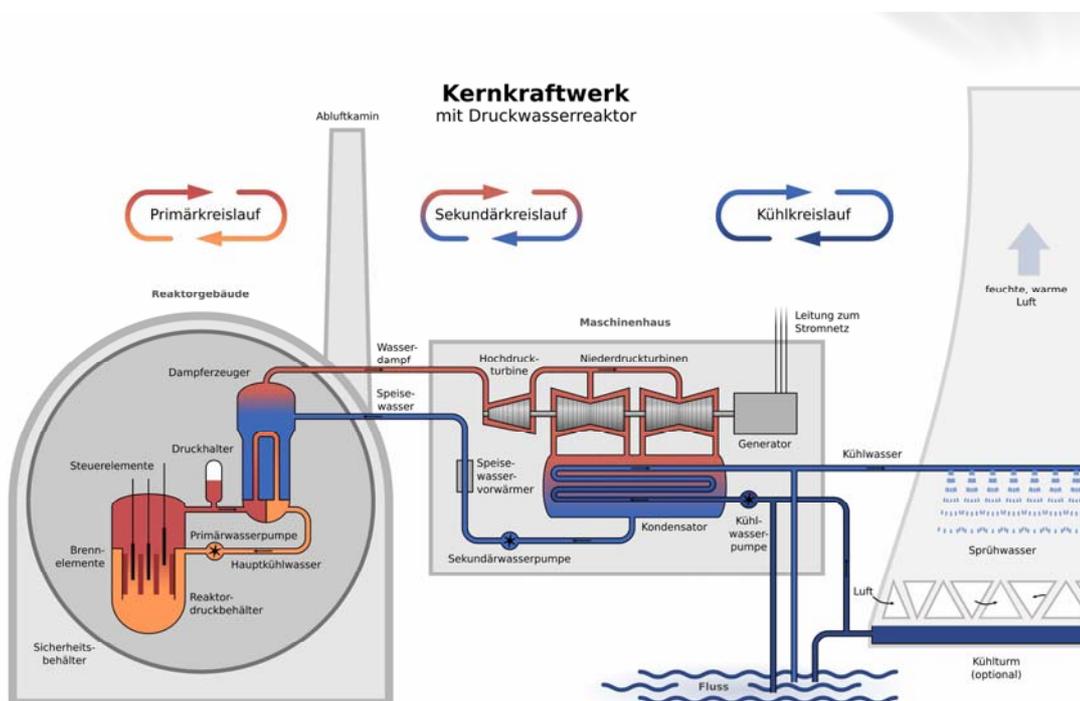
<sup>15</sup> Vgl. zu allen sicherheitstechnischen Bewertungen dieses Kapitels /BMU 01/ und /BMU 02/

leer. Gerade diese Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen ist in älteren Anlagen zum Teil nicht gewährleistet.

## 6.1 Biblis A als ältester im Vergleich zu Emsland als zweitjüngstem Druckwasserreaktor

KWB A ist ein Druckwasserreaktor, d.h. der Wärmeenergietransport vom Reaktorkern zur Turbine erfolgt über zwei voneinander getrennte Kühlmittelkreise. Das KWB A ist der älteste Druckwasserreaktor der zweiten Generation. Das KKE ist nach Neckarwestheim II das zweitjüngste Kernkraftwerk in Deutschland und gehört zu den Druckwasserreaktoren der neuesten, vierten Generation (Typ Konvoi, Baulinie 4).

Abb.: 6



Erst für die dritte und vierte Generation galten die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21.10.1977 (BAnz. 1977, Nr. 206), den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. (3. Ausgabe, 14. Oktober 1981, Geschäftsstelle der Reaktorsicherheitskommission) und die Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV (Störfall-Leitlinien) vom 18. 10 1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a).

## 6.11 Zusammenfassung des Vergleichs Biblis A / KKE

Der Betrieb des ältesten deutschen Reaktors, Biblis A, ist mit deutlich höheren Risiken verbunden als der Betrieb des Vergleichs-Kernkraftwerks Emsland, welches den Stand der Technik Ende der 80-ziger Jahre repräsentiert:

- Bei Biblis-A treten deutlich mehr altersbedingte Fehler auf.
- Das Personal wird wesentlich stärker mit radioaktiver Strahlung belastet.
- Biblis-A ist gegen Störfälle wesentlich schlechter geschützt, weil sein gesamtes Sicherheitsdesign veraltet ist. Insbesondere das Risiko, dass Sicherheitssysteme im Störfall ausfallen können, ist größer. Die Sicherheitssysteme sind räumlich und verfahrenstechnisch nach dem heutigen Stand der Technik nicht hinreichend unabhängig voneinander. Insbesondere bei Lecks oder Rissen von Rohrleitungen ist deshalb das Risiko unbeherrschbarer Ereignisabläufe deutlich höher.
- Die Störfallbeherrschung ist weniger wirksam, weil u.a. ein unabhängiges Notkühl-system fehlt.
- Biblis-A verfügt im Störfall über weniger gesicherte Wasserreserven zur Kühlung des Reaktors.
- Biblis-A ist gegen Brandeinwirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage schlechter geschützt.
- Biblis-A ist gegen Erdbeben und Druckwellen von außen, z.B. durch Explosionen, weit weniger geschützt als es dem Stand der Technik entspricht. Biblis-A verfügt nicht über ein dem Stand der Technik entsprechendes unabhängiges und verbunkertes Notstandssystem.
- Ein katastrophales Versagen der Schutzeinrichtungen von Biblis-A wäre bei terroristischen Flugzeugangriffen weit wahrscheinlicher als beim Vergleichskraftwerk, da die Betonhülle von Biblis nicht dem Stand der Technik entspricht, ein flugzeug-absturzsicheres Notstandssystem fehlt und das Sicherheitsdesign der Anlage veraltet ist.

## 6.12 Sicherheitsvergleich Biblis-A / KKE im Einzelnen

Der Sicherheitsvergleich /BMU 01/ wurde für die verschiedenen Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts durchgeführt.

### Sicherheitsebene 1 (Bestimmungsgemäßer Betrieb)

Bei den übergeordneten Aspekten auf der Sicherheitsebene 1 handelt es sich um Betriebs- und Auslegungsmerkmale, die der Vermeidung von Störungen dienen. So sind auf der ersten Sicherheitsebene - der Betriebsebene - hohe Auslegungs- und Fertigungsqualität sowie die Sorgfalt in der Betriebsführung für eine hohe Verfügbarkeit der Anlage und Vermeidung von

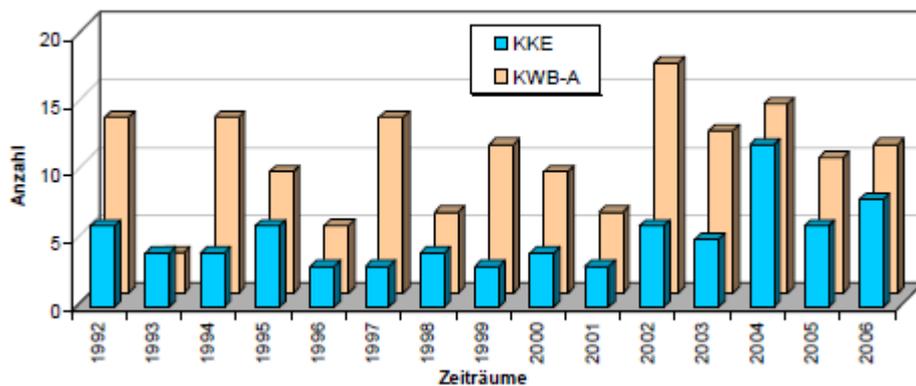
Störungen erforderlich. Die Anlage KWB A weist im Ergebnis des Vergleichs für alle übergeordneten Aspekte für Betriebs- und Auslegungsmerkmale auf der Sicherheitsebene 1 weniger Reserven für die Vermeidung von Störungen auf als die Anlage KKE.

### **Zahl der Vorkommnisse**

Die mittleren jährlichen Ereignisraten sind mit einer Ausnahme für das KWB A deutlich (maximal bis zu einem Faktor von ca. 4) höher als die des KKE. Dies liegt daran, dass das KWB A aufgrund der geringeren Erfahrung und der geringeren Erkenntnisse zum Zeitpunkt von Planung und Bau eine geringere Qualität in der Auslegung und Herstellung aufweist und somit als Resultat wesentlich mehr Ereignisse auftreten /GRS 06/.

**Abb.: 7**

Zahl der Ereignisse im Vergleich KWB-A /  
KKE



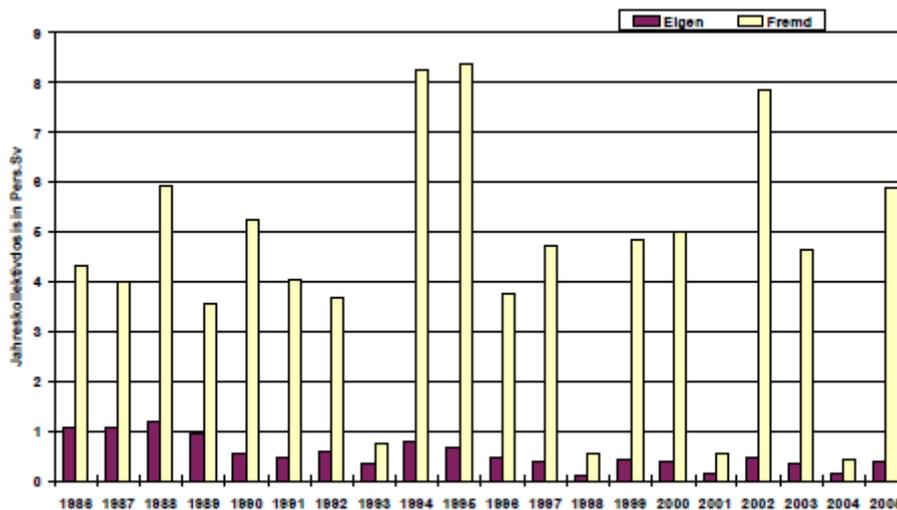
### **Radiologische Belastung des Personals**

Bei KWB A liegt die Strahlenbelastung des Personals aufgrund der konzeptionell ungünstigeren radiologischen Auslegung der Anlage und des notwendigen Arbeitsumfangs in Strahlenfeldern um ein Vielfaches über dem Niveau des neueren KKE. Das Bundesumweltministerium kommt hierbei aufgrund der Sachverständigenanalyse /GRS 06/ zu folgender Bewertung:

„Zusätzlich sind die Arbeitsbedingungen durch begrenzte Räumlichkeiten in Strahlungsfeldern des KWB A erschwert und verlängert. Insbesondere durch die Verwendung von Materialien im KWB A, die zusätzlich Korrosionsspaltprodukte freigesetzt haben und die dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik nicht mehr entsprechen, ist das Strahlungsniveau sehr hoch. Demgegenüber wurden bei der Planung und Auslegung des KKE bereits entsprechende Erfahrungen im Strahlenschutz älterer Anlagen berücksichtigt und das Anlagendesign wurde unter Strahlenschutz Gesichtspunkten optimiert. Dieses betrifft unter anderem die Verringerung der Schweißnähte an Komponenten und Rohren, die Verwendung von aus werkstofftechnischer und radiologischer Sicht verbesserter Materialien und die Verbesserung der Begehbarkeit und Prüfbarkeit der Anlage.“

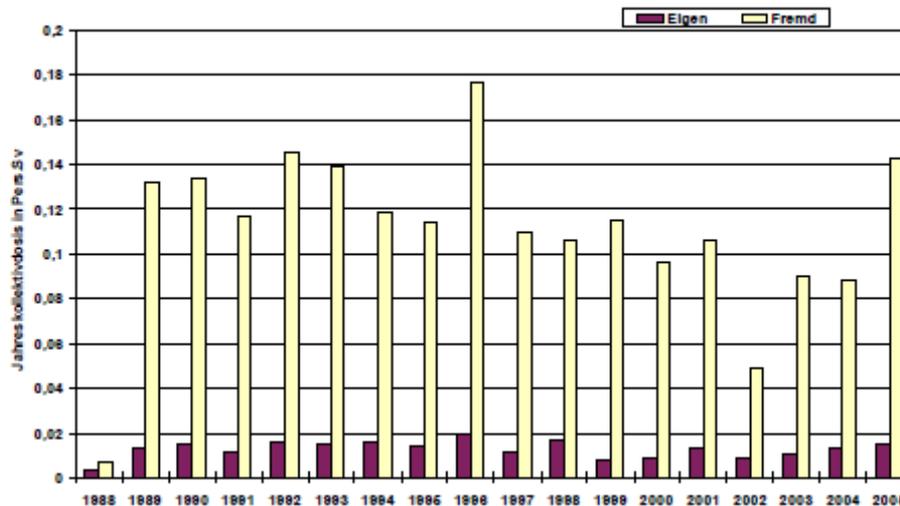
**Abb.: 8**

Jahreskollektivdosis der Anlage KWB-A von 1986 bis 2005



**Abb.: 9**

Jahreskollektivdosis der Anlage KKE von 1988 bis  
2005



### ***Nachweis des Bruchausschlusses***

Grundsätzlich war seit Beginn der Kernkraftwerksentwicklung gefordert, dass jedes Leck bis zum vollständigen Bruch einer Armatur oder einer Rohrleitung beherrscht werden muss. Auch heute noch muss der vollständige Abriss einer Hauptkühlmittelleitung beherrscht werden. Bei den anderen Leitungen führten Verbesserung der Werkstoffqualität, verbesserte Prüfverfahren bereits bei der Herstellung und die Forderung nach verbesserter Prüfbarkeit der Rohrleitungen zum Konzept des Bruchausschlusses. Danach muss nicht mehr der vollständige Bruch einer Rohrleitung oder einer Armatur beherrscht werden. Es reicht nach heutigem Regelwerk nachzuweisen, dass ein Leck eines Zehntels der Querschnittsfläche eines Rohres beherrscht wird (0,1 F-Leck). Vorausgesetzt ist nach Regelwerk allerdings, dass u.a. ein qualifiziertes Verfahren bei der Herstellung eingehalten und dokumentiert ist, nur besonders qualifizierte Stahlsorten eingesetzt werden und ein qualifiziertes Leckfrüherkennungssystem installiert ist sowie wiederkehrende Prüfungen vorgesehen sind. Unter diesen Voraussetzungen geht man davon aus, dass man ein Leck erkennt und rechtzeitig beseitigen kann, bevor es zu einem folgenschweren Bruch der Rohrleitung kommt.

Während bei der Baulinie 4 (hier bei der Referenzanlage KKE) diese Prinzipien umgesetzt sind und eine vollständige Herstellungsdocumentation nach den geforderten Kriterien vorliegt, ist dies beim Kernkraftwerk Biblis nicht der Fall. Das Rohrleitungs- und Armaturen-

system wurde „nachqualifiziert“. Durch diese Nachqualifikation konnte jedoch das tragende Herstellungsverfahren der Rohrleitungen und Komponenten nicht nachgeholt werden. Darüber hinaus konnte die Sicherheit nicht nachgewiesen werden, wenn man – wie vom Regelwerk gefordert – ein Leck vom einem Zehntel der Querschnittsfläche einer Rohrleitung unterstellt. In diesem Fall könnten die unter hohen Druck aus einem solchen Leck austretenden Wasserstrahlen wegen der konzeptionell veralteten Bauweise des KWB A andere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen zerstören. Für Biblis wurde deshalb zusätzlich nachgewiesen, dass ein Leck in dieser Größe in den gefährdeten Bereichen nicht entstehen kann, sondern höchstens ein Leck von weniger als 0,048 der Rohrquerschnittsfläche. Dies ist weniger als die Hälfte der Fläche, für die sichere Störfallbeherrschung einer neueren Anlage nachgewiesen sein muss. Dass ein Kernkraftwerk der Baulinie 4 hier größere Sicherheitsreserven besitzt als Biblis A bedarf demnach keiner vertieften Diskussion. Die Sachverständigen des Bundesumweltministeriums kamen deshalb zu folgender Bewertung:

*„Aus Bewertungsgegenstand 3 "Nachweis des Bruchausschlusses für die druckführende Umschließung" ist ersichtlich, dass sich durch die technische Entwicklung der Fertigungstechnologie nach dem Bau des KWB A und dem Einsatz von optimierten Werkstoffen im KKE erhebliche Unterschiede hinsichtlich der Ausführung der druckführenden Umschließung ergeben. Nachteile in der Fertigung und Auslegung des KWB A müssten für den Nachweis des Bruchausschlusses durch zusätzliche Prüfungen und Nachweise kompensiert werden. Prüfungen und Nachweise können jedoch weder die Unterschiede und Nachteile des KWB A gegenüber KKE vollständig kompensieren noch eine qualitätsgesicherte Auslegung und Fertigung nach - neuerem - Stand von Wissenschaft und Technik zur Errichtungszeit des KKE ersetzen. Zusätzlich liegt ein qualitativer Unterschied in der Auslegung der Rohrleitungen vor, die im KWB A zu einem höheren mechanischen Spannungsniveau in der Hauptkühlmittelleitung und damit zu deutlich kleineren kritischen Risslängen führt. Daraus ergibt sich für das KWB A eine geringere Sicherheitsreserve des Bruchausschlusses.“/BMU 01/*

## **Sicherheitsunterschiede auf der Sicherheitsebene 2 (anomaler Betriebsbestimmungsgemäßer Betrieb)**

Auf der Sicherheitsebene 2 sind Betriebsstörungen durch inhärente Sicherheitseigenschaften der Anlage und mit Hilfe von aktiven Systemen so zu begrenzen, dass die Anlage innerhalb der Auslegungsgrenzen für den bestimmungsgemäßen Betrieb gehalten wird. Nach Abwägung aller auf der Sicherheitsebene 2 festgestellten Vor- und Nachteile weist die Anlage KWB A geringere Sicherheitsreserven und sicherheitstechnische Nachteile meist konzeptioneller Art gegenüber der Anlage KKE auf.

### **Kein unabhängiges System zum An- und Abfahren der Anlage bei KWB-A**

Im Gegensatz zum KKE verfügt KWB A über kein unabhängiges betriebliches System zum An- und Abfahren der Anlage. Somit muss zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 2 auf ein Sicherheitssystem (Notspeisepumpen) der Sicherheitsebene 3 zurückgegriffen werden. Fällt also das System bei dem betrieblichen An- und Abfahren aus, steht es nicht mehr für die Störfallbeherrschung zur Verfügung. Dieser konzeptionelle Unterschied

stellt eine fehlende Staffelung des Sicherheitskonzeptes und somit für das KWB A einen sicherheitstechnischen Nachteil dar /BMU 01/.

### ***Geringere Reserven der Wärmeabfuhr bei Fehlöffnen einer Umleitstation bei KWB-A***

Im Normalbetrieb wird die Wärme aus dem Reaktor (Primärkreis) über die Dampferzeuger abgeführt. Die Dampferzeuger trennen den Primärkreis vom Sekundärkreis. Während das über 300 °C heiße Kühlmittel, welches den Reaktor durchströmt, im Dampferzeuger abgekühlt wird und wieder in den Reaktor zurückströmt und ihn dabei kühlt siedet auf der anderen Seite des Dampferzeugers das Wasser (Sekundärkreis). Der Dampf wird in die Turbine geleitet, die den Generator zur Stromerzeugung antreibt. Falls die Turbine ausfällt, wird der Dampf über die Umleitstation geleitet und anschließend abgekühlt und im Kühlkreislauf kondensiert. Bei einem Fehlöffnen der Umleitstation wird ungewollt der Dampf zusätzlich über die Umleitstation geleitet. Beim hierauf anschließenden Abfahren der Anlage wird bei Biblis A das Notspeisesystem angefordert. Dies ist bei KKE nicht erforderlich, weil zum Abfahren der Anlage ein eigenes An- und Abfahrssystem mit unabhängiger Speisewasserversorgung zur Verfügung steht.

KKE verfügt damit über größere Reserven zur Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger bei Teilabfahren auf der Sicherheitsebene 2, welches zu einem Sicherheitsgewinn bei der Beherrschung von Ereignissen im Zusammenhang mit der Frischdampfumleitstation in KKE gegenüber KWB A führt. KWB A hat für diese Ereignisse auf der Sicherheitsebene 2 geringere Sicherheitsreserven.<sup>16</sup>

### ***Kein Zusatzboriersystem für den Fall einer Deborierung durch fehlerhafte Einspeisung***

Die Sicherheit des Betriebs des Reaktors hängt davon ab, dass die Kettenreaktion des Kernspaltungsprozesses reguliert und beherrscht werden kann. Dabei kommt es darauf an, einen unkontrollierten Anstieg der Kettenreaktion zu vermeiden. Die Kettenreaktion im Reaktor wird u.a. auch dadurch gesteuert, dass das Kühlmittel (Deionat) mit Bor versehen ist. Bor absorbiert einen Teil der Neutronen und steuert damit die Kettenreaktion. Falls aus irgendeinem Grunde Kühlmittel in den Reaktor eingespeist wird, in dem zuwenig Bor enthalten ist (Deborierung), kann dies zu einem Anstieg der Kettenreaktion und damit zu einer Überhitzung des Reaktors führen.

Als ein System zur Beherrschung von fälschlichen Deionateinspeisungen in den Primärkreis verfügt das KKE deshalb über ein viersträngiges Zusatzboriersystem, welches im Leistungsbetrieb automatisch zur Boreinspeisung angefordert wird und fälschlichen Deionateinspeisungen entgegenwirkt. Ein Zusatzboriersystem ist im KWB A nicht vorhanden. Dieser konzeptionelle Mangel stellt einen sicherheitstechnischen Nachteil für KWB A dar.

---

<sup>16</sup> Im Gegensatz zu den genannten in KKE vorhandenen größeren Sicherheitsreserven stehen in KWB A zur kurzzeitig erforderlichen Druckbegrenzung der Dampferzeuger beim Ereignis "**Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation**" mehr Frischdampf (FD)-Sicherheitsventile (Einrichtungen der Sicherheitsebene 3) zur Verfügung. Dies stellt eine zusätzliche Reserve dar, die jedoch der nächsten Sicherheitsebene zuzuordnen ist. /BMU 01/

## **Sicherheitsunterschiede auf der Sicherheitsebene 3 (Störfallbeherrschung)**

Ganz allgemein liegt ein Störfall vor, wenn ein für die Sicherheit der Anlage wichtiges System versagt und die Sicherheit nicht mehr durch die Regelsysteme der Sicherheitsebene 2 gewährleistet werden kann. Die nach Stand von Wissenschaft und Technik zu beherrschenden **Auslegungsstörfälle** sind im kerntechnischen Regelwerk definiert /BMU 10/.

Das Bundesumweltministerium kommt nach Abwägung aller auf der Sicherheitsebene 3 festgestellten Vor- und Nachteile unter Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Relevanz der für den Anlagenvergleich ausgewählten Ereignisse zu dem Ergebnis, dass das KWB A über geringere Sicherheitsreserven verfügt als das KKE:

### ***KWB-A verfügt über geringere Sicherheitsreserven beim Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung***

Eine Voraussetzung zur Beherrschung des Ereignisses ist, dass die Systemfunktion der Notbespeisung nicht bereits durch Ausfälle auf der vorgelagerten Sicherheitsebene (Sicherheitsebene 2) eingeschränkt wird. Dieses ist im KWB A nicht immer der Fall. Somit ist bereits die Voraussetzung zur Beherrschung des Ereignisses im KWB A schlechter als im KKE.

Bei der Beherrschung des hier betrachteten Störfalls auf der Sicherheitsebene 3 hat das KWB A geringere Sicherheitsreserven aufgrund der geringeren gesicherten Speisewasserkapazitäten, der geringeren Abblasekapazitäten und der Vermaschung der Systeme. Zusätzlich sind die bei dem KWB A vorhandenen Schwachstellen bei der Auslegung der Notspeisesysteme (Sicherheitsebene 3) gegen übergreifende äußere und innere Einwirkungen (Erdbeben, Brand oder interne Überschwemmung) auf Grund von weitgehender verfahrenstechnischer Vermaschung von Systemen und deren Strängen sowie der fehlenden räumlichen Trennung redundanter Stränge ein gewichtiger Mangel im

Vergleich zu KKE. Beide Systeme sind aufgrund fehlender Redundanzen sowie fehlender Sicherheiten gegen Einzelfehler und Reparaturfall nicht für die Sicherheitsebene 3 qualifiziert. Das KWB A muss somit zur Beherrschung eines Ereignisses auf der Sicherheitsebene 3 sogar auf Systeme der Sicherheitsebene 4 zurückgreifen. Dieses ist ein sicherheitstechnischer Nachteil der Anlage KWB-A gegenüber der Anlage KKE.

### ***KWB A verfügt im Fall eines Lecks oder Bruches im Frischdampf- oder Speisewassersystem zwischen Ringraum und erster Absperrarmatur über einen geringeren Schutz als KKE***

In diesem Bereich ist die sicherheitstechnische Auslegung des KWB A gegenüber der Auslegung des KKE zur Beherrschung des Ereignisses schwächer. Im KWB A sind die Speisewasser- und Frischdampfleitungen in der Armaturenkammer paarweise verlegt, während im KKE die redundanten Stränge vollständig räumlich getrennt sind. Die im KWB A fehlende räumliche Trennung von redundanten Strängen ist ein konzeptioneller und sicherheitstechnischer Nachteil gegenüber dem KKE.

Ferner bestehen im KWB A im betrachteten Bereich konstruktionsbedingt mehr leckrelevante Stellen als im KKE. Des Weiteren sind im KKE, anders als im KWB A, durchgängig op-

timierte Werkstoffe eingesetzt. Somit sind bereits die Voraussetzungen zur Beherrschung des Ereignisses im KWB A schlechter als im KKE.

### ***KWB A ist gegen ein großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (0,1 F) schlechter gesichert***

Zur Beherrschung des Ereignisses „Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters“ weist das KWB A kleinere Sicherheitsreserven auf als das KKE, da folgende Unterschiede in den Anlagen vorhanden sind: Das verfügbare Druckspeichervolumen ist beim KWB A um 53% kleiner als beim KKE, die Reserve bezüglich des benötigten Druckspeichervolumens beträgt beim KWB A nur ca. 30 %, beim KKE ca. 55%. Im KWB A sind 4 Druckspeicher vorhanden. Im KKE sind 8 Druckspeicher vorhanden, wovon je 4 für die heiße und kalte Einspeisung vorgesehen sind.

Zusätzlich ist das verfügbare Einspeisevolumen der Flutbehälter im KWB A kleiner als im KKE. Nur eine gemeinsam vorhandene Sumpfansaugkammer für alle Not- und Nachkühlsysteme in KWB A ist im Vergleich zum KKE nachteilig für die Sicherstellung der Kernkühlung und Beherrschung des Ereignisses mit einem Kühlmittelverluststörfall. Aufgrund der bei KWB A - gemäß den bei BMU und GRS verfügbaren Unterlagen - nicht gesicherten Nachweislage bzgl. der Integrität des Zwischenkühlsystems bei Kühlmittelverlust-Störfall sowie den nach den Ergebnissen der Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) erforderlichen Maßnahmen zum Austausch der Gebäudeabschluss-Armaturen und zur Ertüchtigung von Rohrleitungsbereichen zwischen den Gebäudeabschluss-Armaturen ist die Situation im KWB A als nachteilig im Vergleich zum KKE anzusehen.

Bei Annahme gleicher Leckgrößen ist für das KKE wegen der Auslegung für das postulierte 0,1 F-Leck von einer größeren Sicherheitsreserve zur Störfallbeherrschung auszugehen. Somit ist die Situation im KKE als günstiger im Vergleich zum KWB A einzustufen. Das KWB A hat daher zur Beherrschung des Ereignisses im Vergleich zur Anlage KKE die schlechteren Voraussetzungen und somit kleinere Sicherheitsreserven.

### ***In bestimmten Fällen des Versagens eines Dampferzeuger-Heizrohres verfügt KWB A über geringere Sicherheitsreserven***

Für die Beherrschung des Ereignisses Dampferzeuger-Heizrohr-Bruch sind die Effektivität des Boreinsatzes und eines Boriersystems ausschlaggebend. Im KWB A fehlt ein Zusatzboriersystem. Dies ist ein sicherheitstechnischer Nachteil gegenüber dem KKE, da somit eine geringere Borreserve hinsichtlich der Sicherheitsfunktionen „Primärdruckabsenkung“ und „Kühlmittelergänzung“ zur Verfügung steht. Primärdruckabsenkung erfolgt durch Volumenausgleichssystem. Das Zusatzboriersystem kann auch dazu verwandt werden.

### ***KWB A verfügt über einen schlechteren Brandschutz***

Ein weiterer wichtiger sicherheitstechnischer Nachteil für KWB-A sind die konzeptionellen Unterschiede und Anlagenvoraussetzungen zur Vermeidung eines anlageninternen Brandes. Die konzeptionellen Schwachstellen (teilweise nicht vorhandene übergreifende Redundanztrennung, teilweise fehlende übergreifende bauliche Brandschutzmaßnahmen) des KWB A erfordern erweiterte Brandschutz- und Ersatzmaßnahmen.

## **Sicherheitsebene 4**

Auf der Sicherheitsebene 4 werden u.a. Maßnahmen gegen spezielle Ereignisse wie

- Flugzeugabsturz,
- äußere Druckwelle durch Explosion und
- ATWS (Anticipated Transients Without Scram) getroffen, gegen die keine Auslegung nach dem Maßstab des § 49 StrISchV vorhanden ist.

Für diese Ereignisse bestehen gegenüber der Sicherheitsebene 3 bezüglich der Nachweisführung reduzierte Anforderungen. Um die Maßnahmen im Ernstfall wirksam durchführen zu können, sind jedoch umfangreiche technische und organisatorische Vorkehrungen zu treffen. Die Auffassung der Betreiber und der Mehrzahl der Atomaufsichtsbehörden der Länder, bei diesen Maßnahmen handele es sich um eine Minimierung des „Restrisikos“, wurde vom Bundesverwaltungsgericht im April 2009 zurückgewiesen /BverwG/. Danach sind diese Maßnahmen - wie auch zuvor vom Bundesumweltministerium vertreten - Bestandteil der nach dem Atomgesetz erforderlichen Vorsorge gegen Schäden und nicht nur lediglich freiwillige Maßnahmen der Betreiber.

Nach Abwägung aller auf der Sicherheitsebene 4 festgestellten Vor- und Nachteile unter Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Relevanz der für den Anlagenvergleich ausgewählten Ereignisse weist das KWB A geringere Sicherheitsreserven und ein höheres Risiko für die Bevölkerung auf als das KKE.

### ***Flugzeugabsturz***

KWB-A verfügt bei einem Flugzeugabsturz über einen wesentlich geringeren Schutz als KKE. Dies gilt erst recht für einen gezielten terroristischen Angriff aus der Luft.

Bei diesen Ereignissen ist die Gefährdung der Bevölkerung durch Freisetzung von Radioaktivität in großen Mengen viel größer als beim KKE. Daher sind diese Ereignisse für die Abwägung des Risikos auf der Sicherheitsebene 4 von großer Bedeutung.

Zur Beherrschung eines Flugzeugabsturzes hat die Anlage KWB A keine baulichen Schutzvorkehrungen, wie sie erst in der RSK-Leitlinie von 1981 gefordert wurden. Redundanzübergreifende Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen und Systemen sind damit nicht auszuschließen. Hier macht sich auch das Fehlen eines unabhängigen und gegen äußere Einwirkungen gesicherten Notstandssystems nach dem Stand von Wissenschaft und Technik bemerkbar.

Nur bei bestimmten Treffern ist die Überführung des KWB A in einen sicheren Zustand möglich. Im KKE sind demgegenüber zur Beherrschung des unfallbedingten Flugzeugabsturzes die sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke gemäß der Lastannahmen der RSK-Leitlinien von 1981 (basierend auf Berechnungen nur ein schnell fliegendes Militärflugzeug vom Typ Phantom) baulich ausgelegt und entsprechend räumlich getrennt. Die erforderlichen systemtechnischen Einrichtungen zum Abfahren der Anlage sowie zur langfristigen Nachwärmeabfuhr und Sicherstellung der Unterkritikalität sind ebenfalls räumlich voneinander getrennt bzw. gegen die induzierten Erschütterungen geschützt.

## 6.2 GKN I als zweitältester im Vergleich zu GKN II als zweitjüngstem Druckwasserreaktor

Das Kernkraftwerk Neckarwestheim II ist das jüngste Kernkraftwerk in Deutschland und gehört zu den Druckwasserreaktoren (vgl. Abb. 6) der neuesten, vierten Generation (Typ Konvoi). Die Errichtung des Kernkraftwerks Neckarwestheim II wurde 1982 begonnen. Der kommerzielle Leistungsbetrieb wurde am 15. April 1989 aufgenommen. Die elektrische Bruttoleistung beträgt 1365 Megawatt. Das Kernkraftwerk Neckarwestheim I ist das zweitälteste sich in Betrieb befindende Kernkraftwerk in Deutschland. Die Errichtung des GKN I wurde 1972 von der Kraftwerk Union begonnen. Die erste Netzsynchronisation erfolgte am 03. Juni 1976 und der kommerzielle Leistungsbetrieb wurde am 01. Dezember 1976 aufgenommen. Die elektrische Bruttoleistung des GKN I beträgt 840 Megawatt.

### 6.21 Zusammenfassung der Ergebnisse des Vergleichs GKN I / GKN II:

- Bei GKN I treten deutlich mehr Fehler auf. Insbesondere im Bereich der Ereignisse mit Altersrelevanz liegt die Anzahl der Ereignisse bei GKN I um den Faktor 4 höher.
- Das Personal wird wesentlich stärker mit radioaktiver Strahlung belastet. Im Jahr 2006 war die Jahresbelastung aller Mitarbeiter in der Summe ca. 5 mal höher als in der jüngeren Vergleichsanlage.
- GKN-I ist gegen Störfälle generell wesentlich schlechter geschützt, weil sein gesamtes Sicherheitsdesign veraltet ist. Es besteht ein vergleichsweise erhöhtes Risiko, dass Sicherheitssysteme im Störfall ausfallen. Die Sicherheitssysteme und -komponenten sind räumlich und verfahrenstechnisch nach dem heutigen Stand der Technik nicht hinreichend unabhängig voneinander.
- Insbesondere bei Lecks oder Rissen in Rohrleitungen ist das Risiko unbeherrschbarer Ereignisabläufe höher. Qualitative Unterschiede in der Zähigkeit des Werkstoffs und in der unterschiedlichen Auslegung der Rohrleitungen führen in GKN I zu einem höheren Spannungsniveau in der Hauptkühlmittelleitung. Bei einem höheren Spannungsniveau kann es schneller zu Anrissen kommen und auch das Risswachstum ist schneller.
- Die Notstromversorgung von GKN I ist schlechter gesichert als in der jüngeren Vergleichsanlage. Die Zahl und auch die Zuverlässigkeit der vorhandenen Notstromdiesel, die zur Reaktorkühlung benötigt werden, sind geringer.
- GKN I verfügt bei einem Störfall über geringere Kapazitäten an Kühlmittel und Kühlpumpen.
- GKN I verfügt über ein weniger sicheres System von Sicherheitsventilen, die bei einem Störfall benötigt werden, um Überdruck zu beseitigen und die Kühlung des Reaktors sicherzustellen.
- GKN I verfügt wegen des veralteten, nicht mehr dem Stand der Technik entsprechenden Sicherheitsdesigns über einen schlechteren Brandschutz.
- GKN I verfügt bei Erdbeben über eine weniger zuverlässige Störfallbeherrschung.

- GKN I gehört nach den Untersuchungen der Gesellschaft für Reaktorsicherheit zu den gegen einen terroristischen Flugzeugangriff baulich am wenigsten geschützten Anlagen in Deutschland.

## 6.22 Sicherheitsvergleich GKN I / GKN II im Einzelnen

Im Einzelnen hat das Bundesumweltministerium zu den wesentlichen Sicherheitsfragen (Bewertungsgegenständen) folgende Differenzen zwischen beiden Anlagen festgestellt /BMU 02/:

### Sicherheitsebene 1

#### Zahl der Vorkommnisse

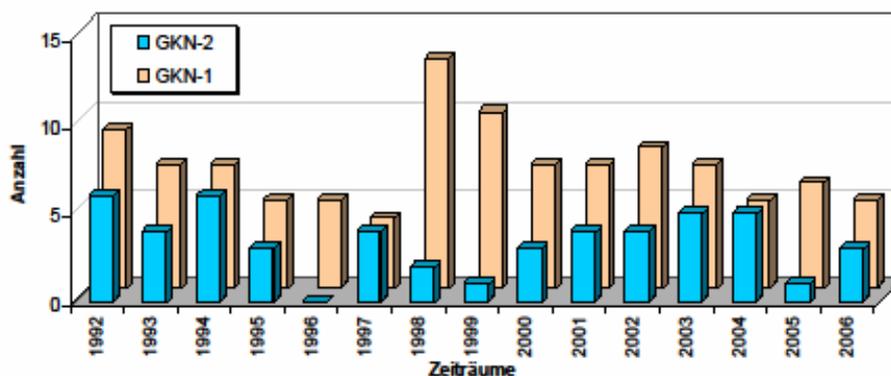
Nach den ermittelten **Ereignisraten** weist GKN I insgesamt schlechtere Eigenschaften auf als das GKN I.

Die mittleren jährlichen Ereignisraten im GKN I sind höher als die des GKN II. Insbesondere im Bereich der Ereignisse mit Altersrelevanz liegt die Anzahl der Ereignisse bei GKN I um den Faktor 4 höher. Ereignisse mit Anforderung einer Sicherheitseinrichtung sowie mit Fehlanregung einer Sicherheitseinrichtung, die hauptsächlich auf Fehlern bei der Instandhaltung beruhen oder die durch Ausfälle in der E- und Leittechnik verursacht wurden, treten bei GKN I rund zehnmal häufiger auf als bei GKN II. Bei GKN I traten fünfmal so viele Ereignisse mit Anforderung des Notstromsystems auf, d.h., Ereignisse, bei denen die Stromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher nicht mehr durch betriebliche Systeme gewährleistet wurde und es dadurch zu einer Anforderung von Notstromaggregaten kam, als bei GKN II. Abb. /GRS 02/

Aufgrund des größeren Erfahrungs- und Erkenntniszuwachses bei der ca. 12 Jahre späteren Fertigstellung des GKN II besteht eine höhere Qualität in der Auslegung und Herstellung. Die ist ein wesentlicher Grund für die geringere Ereignisrate /GRS 07/.

Abb.: 10

Anzahl der Ereignisse im Vergleich GKN-I/GKN-II



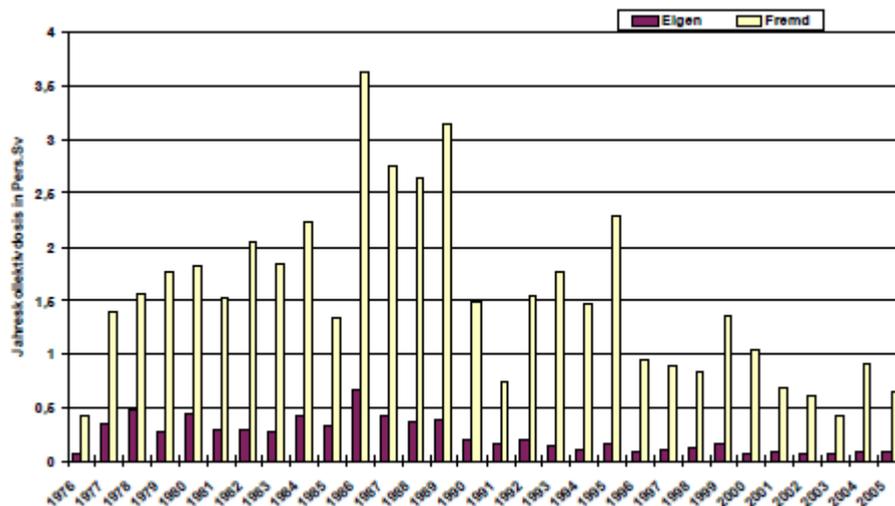
## Radioaktive Belastung des Personals

Bei GKN I liegt die radioaktive Belastung des Personals deutlich höher als bei GKN II. Dies betrifft sowohl die über das gesamte Eigen- und Fremdpersonal summierte radiologische Belastung als auch mittlere Belastung der einzelnen Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter (einschließlich Fremdpersonal). Dies liegt nach der Bewertung des Bundesumweltministeriums an der schlechteren radiologischen Auslegung der älteren Anlage GKN I, die – trotz umfangreicher Nach- und Umrüstungsmaßnahmen zur radiologischen Verbesserung – nicht das Strahlenschutzniveau der neueren Anlage GKN II erreicht.

*„Der Vergleich der Messwerte der Dosisleistung (vgl. BG 2 „Trends in den radiologischen Belastungen des Personals“) an ausgewählten Punkten der Anlagen macht deutlich, dass die Situation in GKN I bezüglich der Dosisleistung ungünstiger ist als in GKN II. Dort liegen die gemessenen Dosisleistungen um einen Faktor 7 bis 10 (DE-Wasserkammer) und ca. 10 (Hauptkühlmittelleitungen) über denen in GKN II. Der direkte Vergleich der Kollektivdosen zeigt, dass der Mittelwert der Gesamt-Kollektivdosis von GKN I im verglichenen Zeitraum um etwa einen Faktor 4 über dem von GKN II liegt. Die im Vergleich zu GKN II höheren Kollektivdosen in GKN I sind im Wesentlichen nicht durch unterschiedliche Arbeitsumfänge sondern durch die auslegungsbedingt höheren Dosisleistungen hervorgerufen worden. Die für die letzten Jahre dokumentierten Verbesserungen der Kollektivdosen und mittleren Personendosen in GKN I konnten durch umfangreiche Nach- und Umrüstungsmaßnahmen erreicht werden, ohne jedoch das relativ gesehen günstige Niveau bei GKN II zu erreichen.“/BMU 02/*

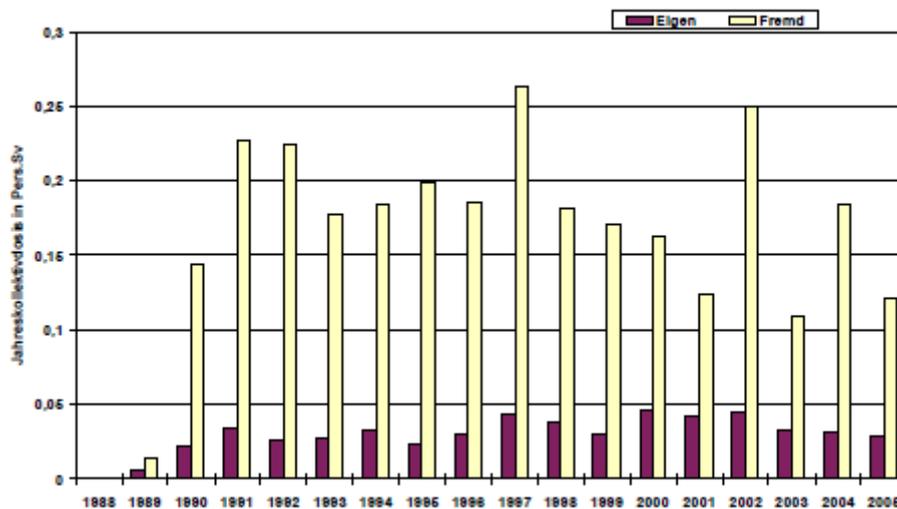
**Abb.: 11**

Jahreskollektivdosisverlauf der Anlage GKN I von  
1976 bis 2005



**Abb.: 12**

Jahreskollektivdosis der Anlage GKN II von 1989  
bis Jahreskollektivdosisverlauf der Anlage GKN I  
von 1976 bis 2005



### **Bruchschluss**

Durch die technische Entwicklung der Fertigungstechnologie ergeben sich nach der Untersuchung des Bundesumweltministeriums Unterschiede bei der Ausführung der druckführenden Umschließung<sup>17</sup> beider Blöcke des Gemeinschaftskernkraftwerkes Neckar. Das Bundesumweltministerium lässt offen, ob mögliche Nachteile für GKN I durch zusätzlichen Prüf- und Nachweisaufwand kompensiert werden könnten und inwieweit diese in GKN I kompensiert worden sind. Unabhängig davon liegen auch nach Auffassung des beauftragten Sachverständigen jedoch qualitative Unterschiede in der Zähigkeit des Werkstoffs und in der unterschiedlichen Auslegung der Rohrleitungen vor, die in GKN I zu einem höheren Spannungsniveau in der Hauptkühlmittelleitung und damit deutlich geringeren *kritischen Risslängen* führten. Bei einem höheren Spannungsniveau kann es schneller zu Anrissen kommen und auch das Risswachstum ist schneller. Da darüber hinaus der Werkstoff nicht so zäh ist wie bei GKN II, ist die Länge eines kleinen Risses, bei dessen Erreichen es zu einem Aufreißen der Rohrleitung und damit zu einem Bruch kommt, wesentlich kleiner. Daraus ergeben sich für GKN I höhere Risiken für Brüche und Lecks in den betroffenen Bereichen.

<sup>17</sup> Die Druckführende Umschließung besteht aus der Umschließung des Kühlmittels innerhalb des Sicherheitsbehälters durch Rohrleitungen, Armaturen, Reaktordruckbehälter etc. und den Armaturen und der ersten Abschlussarmatur der aus dem Sicherheitsbehälter herausführenden druckführenden Leitungen.

## **Sicherheitsebene 2 (anomaler Betrieb – bestimmungsgemäßer Betrieb)<sup>18</sup>**

Nach Abwägung aller auf der Sicherheitsebene 2 festgestellten Vor- und Nachteile verfügt die Anlage GKN I zwar zum Teil über Sicherheitsvorteile gegenüber GKN II, die jedoch die sicherheitstechnischen Nachteile eines fehlenden Zusatzboriersystems<sup>19</sup> nicht kompensieren können<sup>20</sup>.

Die Anlage GKN I hat nach Bewertung des Bundesumweltministeriums Vorteile gegenüber GKN II in den systemtechnischen Reserven zur Beherrschung des Ereignisses „Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation“. Diese Vorteile überwiegen den Nachteil des Erreichens der Ansprechbedingungen eines absperrbaren Druckhalter-Abblaseventils in GKN I gegenüber GKN II.

Insgesamt ist danach das Fehlen eines Zusatzboriersystems im GKN I im Vergleich zu GKN II als sicherheitstechnisch nachteilig für den Leistungsbetrieb auf der Sicherheitsebene 2 einzuschätzen.

## **Sicherheitsebene 3 (Störfälle)**

Auch bei der Störfallbeherrschung zeigt sich nach der Untersuchung des Bundesumweltministeriums, dass die ältere Baulinie 2 (GKN I) Sicherheitsnachteile gegenüber der neueren Baulinie 4 (GKN 2) aufweist.

### ***Bei GKN I kann es im Störfall leichter zu einem Ausfall der Notstromversorgung kommen:***

- Die Notstromversorgung bei GKN I ist konzeptionell räumlich schlechter aufgeteilt. Dies geht zu Lasten der Redundanz. Nach der strikten Anforderung des Standes von Wissenschaft und Technik darf ein Fehler oder ein Ereignis in einem unabhängigen Teilstrang des Sicherheitssystems nicht zum Ausfall eines anderen unabhängigen Teilstranges des Sicherheitssystems führen. Bei älteren GKN I ist diese Anforderung auf Grund der schlechteren räumlichen Trennung der einzelnen Stränge schlechter erfüllt als bei GKN II.
- GKN I besitzt weniger Reservesysteme für die Notstromversorgung als GKN II. Denn GKN II besitzt gegenüber GKN I zusätzliche D2-Notstromdiesel (vier Redundanzen), die jeweils fest an Notspeisepumpen gekoppelt sind.
- Im Vergleich zu GKN II ist die Notstromversorgung von GKN I weniger diversitär. Die zusätzlichen Notstromdiesel von GKN II sind diversitär aufgebaut sind. Das Risiko von Ausfällen der Notstromversorgung auf Grund von Fehlern gleicher Ursache in unabhängigen Teilsträngen ist bei GKN I deshalb größer.

---

<sup>18</sup> Erläuterung vgl. oben bei 3.4.3.1, Sicherheitsebene 2

<sup>19</sup> Ein Zusatzboriersystem ist für GKN I beantragt.

<sup>20</sup> Einige Bewertungen gehen im Ergebnis unentschieden aus.

### **Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung**

Die Notspeisewasserversorgung ist im älteren GKN I konzeptionell bedingt schlechter ausgelegt als im GKN II. Damit wird ein Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung im GKN I weniger sicher beherrscht als im GKN II.<sup>21</sup>

Die sicherheitstechnischen Nachteile von GKN I liegen nach den Aussagen der Sachverständigen darin,

- dass die Notspeisewasserversorgung konzeptionell nur dreisträngig statt wie nach Stand von Wissenschaft und Technik - und in GKN II realisiert – in vier räumlich und verfahrenstechnisch getrennten Redundanzen aufgebaut ist (Die Möglichkeit beim GKN I auf andere Dampferzeuger umzuschalten, beseitigt diesen Nachteil nicht)
- dass flexiblere Umschaltungsmöglichkeiten der Notspeisekomponenten auf andere Dampferzeuger vorhanden sind
- ein besserer Dampferzeugerüberspeisungsschutz besteht: benötigt weil es bei Notbespeisung zu Überspeisung kommen kann
- eine bessere räumliche und verfahrenstechnische Trennung im Hinblick auf Ereignisse von außen (EVA) und von innen (EVI) besteht
- mehr Redundanzen bei den Abblaseregelventilen und den 100%-Sicherheitsventilen vorhanden sind. Regelventile zur Regelung (25 %) Sicherheitsventile zum Berstschutz.

Diese Nachteile überwiegen die Vorteile von GKN I, die in der einfacheren Initiierung des Abfahrens mit den 100%-FD-Sicherheitsventilen und mehr Redundanz zum Abfahren bei der Frischdampfumleitung, mehr Redundanzen bei den FD-Sicherheitsventilen zur Druckbegrenzung bestehen.

### **Leck vor Bruch innerhalb des Ringraums**

GKN I beherrscht ein Leck/Bruch im Frischdampf-/ Speisewassersystem oder in der Dampferzeugerabschlammung innerhalb des Ringraumes nicht so sicher wie GKN II. Grund hierfür ist die der Baulinie 2 entsprechende schlechtere Werkstoffqualität der Frischdampf- und Speisewasserleitungen bei GKN I.

### **Leck vor Bruch außerhalb des Ringraums**

GKN I beherrscht ein Leck oder einen Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem zwischen Ringraum und erster Absperrarmatur weniger sicher als GKN II.

Die Anlage GKN I besitzt keine Kompaktarmaturenblöcke und weist daher im betrachteten Bereich konstruktionsbedingt mehr leckrelevante Stellen auf als die Anlage GKN II. Aufgrund der zu unterstellenden geringeren Zähigkeit des Werkstoffs der Frischdampfleitung in

---

<sup>21</sup> Ein Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung bedeutet den Ausfall der Kühlung der Brennelemente. Ein solches Ereignis muss beherrscht werden, damit es nicht zu einer Kernschmelze kommt. Deshalb sind in allen Kernkraftwerken Wasservorräte sowie Pumpen mit einem entsprechenden Rohrleitungs- und Schaltungssystem vorgesehen, um diesen Fall zu verhindern (Notspeisewasserversorgung).

GKN I sind die Sicherheitsmargen gegenüber unzulässigen Fehlern bei erhöhten Belastungen kleiner. In GKN II sind zudem Einrichtungen zur frühzeitigen Erkennung kleiner Leckagen in der Armaturenkammer vorhanden.

### ***Geringere Sicherheitsreserven bei einem großen Leck im Sicherheitsbehälter***

Dies liegt nach Aussage des BMU und seiner Sachverständigen an folgenden Auslegungsschwächen:

- geringerer Flutbehälter-Inhalt
- keine zusätzlichen Beckenkühlpumpen
- kleinere Kapazität der Nachwärmekühler
- keine zusätzlichen Notnebenwasserkühlpumpen

Zwar weisen GKN I Vorteile bei der vollständigen Entmaschung der Sumpfansaugkammern sowie des erneuerten Isoliermaterials der Rohrleitungen und Behälter (bedeutsam im Falle einer Freisetzung von Isoliermaterial durch Strahlkräfte und der Gefahr der Verringerungen des Durchsatzes des aus dem Sumpf angesaugten Kühlmittels infolge von Ablagerungen auf. Insbesondere wegen des geringeren Flutbehälterinventars seien bei einem großen Leck an der druckführenden Umschließung die Sicherheitsreserven von GKN I insgesamt geringer.

### ***Dampferzeuger-Heizrohrbruch***

Im Falle des Versagens eines Dampferzeuger-Heizrohres, das im Fall eines vollständigen Abrisses zu einer größeren als der betrieblich zulässige Leckage führt, ist das Fehlen des Zusatzboriersystem, das in GKN II viersträngig vorhanden ist, auch auf der Sicherheitsebene 3 als Nachteil für GKN I zu sehen. Denn im Vergleich zum viersträngigen Zusatzboriersystem des GKN II stehen im GKN I weniger Systeme für das DH-Sprühen zur Verfügung.

Der Einsatz der in GKN I ersatzweise zur Verfügung stehenden Systeme ist mit Handmaßnahmen verbunden. Die Zuverlässigkeit ist damit eingeschränkt.

### ***Brandschutz.***

Bei der gewählten deterministischen Betrachtungsweise ist der in GKN II konzeptionell nahezu vollständig realisierte Vorrang passiver Maßnahmen vor aktiven Maßnahmen grundsätzlich als sicherheitstechnisch günstiger zu bewerten.<sup>22</sup>

---

<sup>22</sup> Ob diese konzeptionelle Schwachstellen in GKN I wie nach den Bewertungen der vorliegenden Gutachten der von der Landesbehörde beauftragten Sachverständigen zum Teil beseitigt oder durch erweiterte Brandschutzmaßnahmen kompensiert werden konnten, ist fraglich. Als ein Nachteil für GKN I verbleibt nach Aussage der vom Bundesumweltministerium beauftragten Sachverständigen jedenfalls die derzeit in Teilen fehlende Redundanztrennung des Reaktorschutzes.

### ***Nachwärmeabfuhrsystem***

Bei GKN I fehlen hier die zusätzlichen Pumpen über die GKN II mit seinen gesonderten Notnachkühlketten verfügt. Das Risiko des Ausfalls der Nachwärmeabfuhr ist deshalb bei einem Störfall höher als bei GKN II

### ***Leckstörfall am Anschlussstutzen der Hauptkühlmittelleitung .***

Das Kühlmittelinventar in den Flutbecken beträgt weniger als 50 % des Inventars bei GKN II. Damit hat GKN I weniger Reserven, um die erforderliche Höhe des Kühlmittelspiegels im Sumpf des Sicherheitsbehälters zu erreichen. Von der Höhe des Kühlmittelspiegels hängt es ab, ob das im Boden des Sicherheitsbehälters vorhandene Kühlmittel wieder zur Kühlung des Reaktors hoch gepumpt werden kann. Bei der Beherrschung dieses Störfalls ergeben sich somit höhere Risiken als bei GKN II.

### ***Störfallbeherrschung bei Erdbeben***

Für GKN I kann u.a. eine kurzfristige Funktionsunfähigkeit von Teilen der Ansteuerung durch den Reaktorschutz nach Erdbeben – im Gegensatz zu GKN II - nicht ausgeschlossen werden. Eine Reihe von Maßnahmen können in GKN II automatisch sowohl von der Warte als auch von der Notsteuerstelle durchgeführt werden. In GKN I sind z.T. zusätzliche Handmaßnahmen erforderlich. Eine Leckageergänzung erfolgt im Falle von Schäden durch ein Erdbeben bei GKN I durch das Volumenregelsystem und in GKN II durch das Zusatzboriersystem. Das Volumenregelsystem in GKN I ist im Bereich der Pumpen dreisträngig, im Bereich der Einspeiseleitungen zweisträngig aufgebaut. Das Zusatzboriersystem in GKN II ist durchgängig viersträngig aufgebaut. Das Risiko, dass die Störfallbeherrschung im Erdbebenfall versagt, ist bei GKN I deshalb höher.

### ***Schutz gegen Flugzeugabsturz***

GKN II erfüllt die Sicherheitsanforderungen des Bundesumweltministerium für Kernkraftwerke /BMU 10/. GKN I erfüllt diese Anforderungen nicht. GKN I gehört nach den Untersuchungen der Gesellschaft für Reaktorsicherheit zu den gegen einen terroristischen Flugzeugangriff baulich am wenigsten geschützten Anlagen in Deutschland.

## **7. Schlussfolgerungen**

Nach dem geltenden Atomgesetz soll die Erzeugung von elektrischer Energie durch Kernkraftwerke nur noch bis zum Ende der vorgesehenen Laufzeit geduldet werden, weil der Betrieb der Kernkraftwerke nach der Auffassung des Gesetzgebers nicht sicher genug ist.

Das Bundesumweltministerium hat bislang keine aktuelle Bewertung der Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke nach dem Stand von Wissenschaft und Technik vorgelegt. Aus den bereits bekannten Untersuchungen ergibt sich jedoch, dass bei allen Kernkraftwerken Fehler, die durch Alterung zumindest mitverursacht sind, zunehmen. Bei den Kraftwerken der älteren Baulinien ist die altersbedingte Fehlerrate wesentlich höher.

Zu den Atomkraftwerken der älteren Baulinien gehören die Druckwasserreaktoren Biblis-A, Biblis-B, Neckarwestheim 1, Unterweser sowie die Siedewasserreaktoren Brunsbüttel, Krümmel, Philippsburg 1, Isar 1. Alterungseffekte und konzeptionelle Schwächen vermindern ihre Betriebssicherheit im Vergleich zu neueren Reaktoren deutlich. Nachrüstungen können ihre Sicherheitsnachteile nur begrenzt ausgleichen und vergrößern andererseits das Risiko für neue Fehler, die die Sicherheit mindern. Der Betrieb dieser alten und konzeptionell veralteten Atomkraftwerke erhöht das allgemeine Risiko des Betriebs von Atomkraftwerken erheblich. Der Risikobeitrag der veralteten Atomkraftwerke am kerntechnischen Gesamtrisiko ist im Vergleich zum Risikobeitrag der neueren Reaktoren überproportional hoch.

Jeder Versuch, die alten Reaktoren auch konzeptionell auf den heutigen Sicherheitsstandard zu bringen, käme technisch und wirtschaftlich einem Neubau nahe. Planung, Genehmigung und Bau würden darüber hinaus so große Zeiträume in Anspruch nehmen, dass die Sicherheitsverbesserungen für einen effektiven Sicherheitsgewinn zu spät kämen.

## 8. Literatur

- /AtG 01/ § 7 Abs. 2a des Gesetzes über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 zuletzt geändert durch Siebentes Änderungsgesetz vom 19. Juli 1994 (BGBl. I S. 1618, 1622)
- /atw 01/ I. Willenbockel, U. Tietze, 4 Jahre erfolgreicher Wissenstransfer, Atomwirtschaft 02/2009
- /atw 02/ A. Seidel, L. Mohrbach, Kompetenzerhaltung und Hochschulkooperation, Atomwirtschaft 05/2007
- /atw 03/ F. Meynen, We offer a future, Atomwirtschaft 05/2007
- /atw 04/ S.H. Reese, G. Brast, F. Schöckle, Alterungsmanagement bei technischen Einrichtungen in Anlagen der E.ON Kernkraft GmbH, Atomwirtschaft 11/2009
- /atw 05/ Atomwirtschaft, Internationale Zeitschrift für Kernenergie, Kernkraftwerke in Deutschland, Betriebsergebnisse 2008, atw 2009
- /Bayerischer Landtag 01/ Bayerischer Landtag, Antwort des Staatsministeriums für Umwelt und Gesundheit vom 09.09.2009 auf die Schriftliche Anfrage von Bündnis 90/ DIE GRÜNEN, „Atomkraftwerk Isar I: Aufarbeitung des Kugellagerereignisses von 1989, Drucksache 16/2068
- /Bayerischer Landtag 02/ Bayerischer Landtag, Antwort des Staatsministeriums für Umwelt und Gesundheit vom 9.09.2009 auf die Anfrage von Bündnis 90/DIE GRÜNEN, Atomkraftwerk Isar I: Risse in austenitischen Rohrleitungen, Drucksache 16/2070,
- /Becker/ Oda Becker, Bewertung der Sicherheitskultur und des Verhaltens von Vattenfall im Umfeld der Reaktorschnellabschaltung am 4.07.2009 sowie des Sicherheitszustands des Atomkraftwerks Krümmel, Studie im Auftrag der Bundestagsfraktion von Bündnis 90/ Die Grünen, August 2009
- /BfS 01/ Bundesamt für Strahlenschutz, Siedewasserreaktoren der Baulinie 69, <http://www.BfS.de>

- /BfS 02/ Bundesamt für Strahlenschutz, Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresberichte,  
[http://www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/berichte\\_meldepflichtige\\_ereignisse/jahresberichte.html](http://www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/berichte_meldepflichtige_ereignisse/jahresberichte.html)
- /BMU 01/ Bundesumweltministerium, Bescheid an RWE zur Übertragung von Elektrizitätsmengen auf das Kernkraftwerk Biblis, Block A vom 18.05.2007;  
[http://www.bmu.de/atomenergie\\_sicherheit/strommengenuebertragung/doc/42281.php](http://www.bmu.de/atomenergie_sicherheit/strommengenuebertragung/doc/42281.php)
- /BMU 02/ Bundesumweltministerium, Bescheid an EnBW zur Übertragung von Elektrizitätsmengen auf das Kernkraftwerk Neckarwestheim Block II auf Block I vom 12.06.2008;  
[http://www.bmu.de/atomenergie\\_sicherheit/strommengenuebertragung/doc/42281.php](http://www.bmu.de/atomenergie_sicherheit/strommengenuebertragung/doc/42281.php)
- /BMU 03/ Bundesumweltministerium, Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Vierte Überprüfungstagung im April 2008,  
[http://www.bmu.de/atomenergie\\_sicherheit/downloads/doc/6417.php](http://www.bmu.de/atomenergie_sicherheit/downloads/doc/6417.php)
- /BMU 04/ Bundesumweltministerium, Schreiben an die Atomaufsichtsbehörden der Länder vom 29.06.2009,  
[http://www.bmu.de/atomenergie\\_sicherheit/rechtsvorschriften\\_technische\\_regeln/sicherheitskriterien/doc/45113.php](http://www.bmu.de/atomenergie_sicherheit/rechtsvorschriften_technische_regeln/sicherheitskriterien/doc/45113.php)
- /BMU 05/ Bundesumweltministerium, Übersicht über meldepflichtige Ereignisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland für das Jahr 1993,  
[http://www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/berichte\\_meldepflichtige\\_ereignisse/jahresberichte.html](http://www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/berichte_meldepflichtige_ereignisse/jahresberichte.html)
- /BMU 06/ Bundesumweltministerium, IRRS Germany 2008, Advance Reference Material, [http://www.bmu.de/english/nuclear\\_safety/information/doc/42217.php](http://www.bmu.de/english/nuclear_safety/information/doc/42217.php)
- /BMU 07/ Bundesumweltministerium, Bericht des Bundesumweltministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit zum Verfahren zur Einführung des kerntechnischen Regelwerks, 94. Umweltausschuss, 1.07. 2009

- /BMU 08/ Bundesumweltministerium, Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 2002
- /BMU 10/ Bundesumweltministerium, Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (Rev. D), April 2009,  
[http://www.bmu.de/atomenergie\\_sicherheit/rechtsvorschriften\\_technische\\_regeln/sicherheitskriterien/doc/44296.php](http://www.bmu.de/atomenergie_sicherheit/rechtsvorschriften_technische_regeln/sicherheitskriterien/doc/44296.php)
- /BMU 11/ Bundesumweltministerium, Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 2007
- /BMU 12/ Bundestag, Ausschuss für Umwelt Naturschutz und Reaktorsicherheit, 94. Sitzung, 1. Juli 2009,  
[http://www.bmu.de/files/pdfs/allgemein/application/pdf/protokoll\\_94situng.pdf](http://www.bmu.de/files/pdfs/allgemein/application/pdf/protokoll_94situng.pdf)
- /BMU09/ Bundesumweltministerium, Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 2006
- /Boeing/ Boeing, Kernschmelze der Glaubwürdigkeit, der Freitag, 26.03.2009;  
<http://www.freitag.de/politik/0913-atomkraft-usa>[16.04.2010 09:30:11]
- /Btag 01/ Bundestag, DrS 14/7840
- /BVerwG/ Bundesverwaltungsgericht, Urteil vom 10. April 2008 – 7 C 39.07, ZUR 2008 Heft 7-8, 363
- /Fuchs/ Michael Fuchs MdB, stellv. Vors. der CDU/CSU Bundestagsfraktion, Positionspapier zur Kernenergie in Deutschland vom 25. Februar 2010
- /Greenpeace 01/ Greenpeace, Meldepflichtige Ereignisse in deutschen Atomkraftwerken, 1965 bis inkl. 4. Quartal 2008, [www.greenpeace.de](http://www.greenpeace.de)
- /Greenpeace 02/ Helmut Hirsch, Oda Becker, Risiko Restlaufzeit, August 2005;
- /GRS 01/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Stellungnahme zu den Bewertungsgegenständen GKN I / GKN II, Februar 2008, BMU SR 2569
- /GRS 02/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Stellungnahme zum fachlichen Vorbringen der RWE zum Anlagenvergleich KWB-A / KKE, 30.09.2009

- /GRS 03/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Experteneinschätzung der GRS im Hinblick auf anlagenspezifische Vor- und Nachteile der in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke, 2005
- /GRS 04/ Mertins, Empfehlungen der IAEA an die Gewährleistung der Sicherheit von KKW über deren gesamte Lebensdauer, 3. VDTÜV-Forum Kerntechnik, 2010
- /GRS 05/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, Köln, 1989
- /GRS 06/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Bremer Physikerbüro, Öko-Institut, Sicherheitstechnische Überprüfung von Anlagen zu ausgewählten Anforderungen und Ereignissen im Rahmen von Anträgen zur Reststrommengenübertragung, Teil 1 KWB-A / KKE, Mai 2007
- /GRS 07/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Bremer Physikerbüro, Öko-Institut, Sicherheitstechnische Überprüfung von Anlagen zu ausgewählten Anforderungen und Ereignissen im Rahmen von Anträgen zur Reststrommengenübertragung, Teil 2 GKN I / GKN II, Februar 2008
- /Hessischer Landtag/ Hessischer Landtag, Antwort der Ministerin für Umwelt, Energie, Landwirtschaft und Verbraucherschutz vom 6.07.2009 auf die Kleine Anfrage von Bündnis 90/Die GRÜNEN, Anwendung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik bei der Beurteilung der Sicherheit des Atomkraftwerkes Biblis A und B, Drucksache 18/899
- /IAEA, OECD-NEA/ International Atomic Energy Agency, Nuclear Power Plant Operating Experiences from the IAEA/NEA Incident Reporting System 1999 – 2002
- /INTAC/ Intac GmbH, Stellungnahme über Sicherheitsprobleme älterer Atomkraftwerke, Beispiel Isar 1, im Auftrag der Grünen im Bayerischen Landtag, Juni 2009
- /IPPNW/ International Physicians for the Prevention of Nuclear War, Anlage A der Klagebegründung zur Stilllegung des Atomkraftwerksblocks Biblis B: Schwerwiegende Sicherheitsmängel des Atomkraftwerks Biblis B, Henrik Paulitz, August 2008, <http://www.ippnw.de>
- /MP/ Ministerpräsidenten Öttinger/Koch, „Strategie- und Schrittfolgepapier Kernenergie“ vom 14.08.2009 übersandt an Frau Bundeskanzlerin Merkel mit Schreiben vom 30.09.2009

/MSGF/	Ministerium für Soziales, Gesundheit, Familie, Jugend und Senioren des Landes Schleswig Holstein, Zur Sicherheit von Kernkraftwerken, Februar 2009, <a href="http://www.schleswig-holstein.de">www.schleswig-holstein.de</a>
/NRC 01/	Nuclear Regulatory Commission, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801, Vol.1, Rev.1, Washington DC, 2005
/NRC 02/	Nuclear Regulatory Commission, Davis Besse Pressure Vessel Head Degradation, NUREG/BR-0353, Rev.1, August 2008
/Öko-Institut 01/	Öko-Institut e.V., Alterung von Kernkraftwerken in: Streitpunkt Kernenergie, <a href="http://www.oeko.de">www.oeko.de</a>
/RSK 01/	Reaktorsicherheitskommission, Empfehlung „Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken“ vom 22.07.2004
/RSK 02/	Reaktorsicherheitskommission, Empfehlung „Grundsätzliche Anforderungen an die Maßnahmen zur Verhinderung unzulässiger Radiolysegasreaktionen“ vom 10.07.2003
/Sailer/	In: Kernschmelze der Glaubwürdigkeit, der Freitag, 16. April 2010, <a href="http://www.freitag.de/politik/0913-atomkraft-usa">http://www.freitag.de/politik/0913-atomkraft-usa</a> [16.04.2010 09:30:11]
/Schwarz/	Eike Schwarz, Streitfall Kernenergie, Bundesumweltministerium, November 2007
/Schwickert/	Franz-Wilhelm Schwickert, Qualitätsanforderungen bei Nachrüstungen im KW Biblis, VDTÜV Forum Kerntechnik, 2010
/VDEW 01/	Waas, Sellner, Sicherheitskonzept deutscher Kernkraftwerke zum Ausschluss von Schäden in der Umgebung, Gutachten im Auftrag der Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke (VDEW), Köln, 2000
/WENRA 01/	Western European Nuclear Regulator's Association, RHWG, Reactor Harmonization Working Group, Safety Objectives for New Power Reactors, October 2009
/Wikipedia 01/	Gerätelebensdauer, <a href="http://www.wikipedia.de">www.wikipedia.de</a>
/Wikipedia 02/	Ausfallverteilung, <a href="http://www.wikipedia.de">www.wikipedia.de</a>
/Wikipedia 03/	Kernkraftwerk Browns Ferry, <a href="http://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Browns_Ferry">http://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Browns_Ferry</a> [16.04.2010 09:08:51]

- /Wikipedia 04/ Kernkraftwerk Three Mile Island,  
[http://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk\\_Three\\_Mile\\_Island](http://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Three_Mile_Island) [16.04.2010  
09:22:13]
- /Wikipedia 05/ Three Mile Island accident,  
[http://en.wikipedia.org/wiki/Three\\_Mile\\_Island\\_accident](http://en.wikipedia.org/wiki/Three_Mile_Island_accident) [16.04.2010  
10:11:42]
- /Wikipedia 06/ Rasmussen Report, NRC, 1975, <http://en.wikipedia.org/wiki/WASH-1400>,  
Stand der Bearbeitung Juni 2009

## 9. Abkürzungen

atw	Atomwirtschaft, „Internationale Zeitschrift für Kernenergie“
BMI	Bundesinnenministerium
BMU	Bundesumweltministerium
DWR	Druckwasserreaktor
GKN	Gemeinschaftskraftwerk Neckarwestheim
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
IAEA	International Atomic Energy Agency
IPPNW	International Physicians for the Prevention of Nuclear War
KKB	Kernkraftwerk Brunsbüttel
KKE	Kernkraftwerk Emsland
KKU	Kernkraftwerk Unterweser
KWB-A	Kernkraftwerk Biblis A
NRC	Nuclear Regulatory Commission, Atomaufsichtsbehörde der USA
OECD-NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development - Nuclear Energy Agency
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SWR	Siedewasserreaktor