



Ausarbeitung

**Die Beurteilung der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke
in der aktuellen fachwissenschaftlichen Debatte**



Die Beurteilung der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke in der aktuellen fachwissenschaftlichen Debatte

■

Aktenzeichen:

Abschluss der Arbeit:

Fachbereich:

■

■

WD 8-094-10

29. November 2010

WD 8: Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit,
Bildung und Forschung

■

Inhaltsverzeichnis

1.	Einleitung	4
2.	Einführung Kernenergie und Reaktorsicherheit	5
2.1.	Aufbau eines Kernkraftwerks	5
2.2.	Reaktortypen in Deutschland	5
2.3.	Übersicht der Kernkraftwerke zur Stromgewinnung	8
2.4.	Sicherheitskonzept deutscher Kernkraftwerke	8
2.5.	International Nuclear Event Scale (INES)	10
3.	Wissenschaftliche Beiträge	13
3.1.	Studien aus den Jahren 1979-2005	13
3.2.	Studien aus den Jahren 2006-2010	20
4.	Einzelaspekte	26
5.	Resümee	30
6.	Quellen/ Literatur	33

1. Einleitung

Die Einschätzung der Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke in der aktuellen Fachdebatte ist - nicht unerwartet - in vielen Fällen kontrovers. Sie bezieht sich hauptsächlich auf die Bereiche Sicherheit bei Normalbetrieb, Erhalt der Sicherheit bei Alterung der Anlage, Nachrüstung von Reaktoren und Sicherheit gegen Terrorangriffe, insbesondere gegen absichtlich herbeigeführte Flugzeugabstürze. Daneben werden aber noch eine Vielzahl anderer Aspekte diskutiert. Das Themengebiet ist so vielschichtig und komplex, dass es leicht den Anlass für große Symposien bilden könnte. Im Folgenden werden ausgewählte Studien zu den genannten Themenfeldern gesichtet. Der Begriff „aktuelle Fachdebatte“ ist auf die wissenschaftliche Diskussion der vergangenen zehn Jahre bezogen; in Einzelfällen wird auch auf ältere Studien zurückgegriffen. Vorausgesetzt wird, dass die Verfasser der herangezogenen Publikationen ausgewiesene Fachleute für Kernenergiefragen sind und ihre Publikationen wissenschaftlichen Standards entsprechen. Ebenso werden vereinzelt einschlägige Studien aus anderen Fachdisziplinen wie Rechtswissenschaft oder Medizin berücksichtigt. Journalistische oder politische Stellungnahmen werden dagegen nicht einbezogen. Im Sinne einer Grobdefinition wird der Sicherheitsbegriff als das Verhindern des Austretens von Radioaktivität in die Umwelt verstanden. Je nach Ansatz könnte diese Definition noch erheblich erweitert werden¹. Eine genauere Festlegung erscheint für die vorliegende Überblicksdarstellung jedoch nicht sinnvoll, da die hier betrachteten Studien z.T. von unterschiedlichen Sicherheitskonzepten und -vorstellungen ausgehen bzw. häufiger ihre Begrifflichkeit nicht genauer erläutern. In der nachfolgenden Darstellung soll nachgezeichnet werden, wie die Sicherheitsdiskussion im vergangenen Jahrzehnt verlaufen ist und in welche Richtung sich ihre Perspektiven entwickelt haben.² Im abschließenden Resümee werden die wichtigsten Ergebnisse zusammengefasst und diskutiert.

Überblickt man das wissenschaftliche Publikationsaufkommen zur Sicherheit deutscher Kernkraftwerke im genannten Zeitraum, so sticht zunächst ins Auge, dass die Zahl veröffentlichter Studien keineswegs so groß ist, wie man es bei diesem politisch und öffentlich kontrovers diskutierten Thema erwarten könnte. Weiterhin fällt auf, dass sich die meisten Studien detailliert mit Teil- und Einzelaspekten auseinandersetzen. Dagegen sind Überblicksstudien sowie Auseinandersetzungen mit Grundsatzfragen nur selten zu finden. Auch in Veröffentlichungen, die vom Titel her Überblicksdarstellungen ankündigen, geht es wiederum oft nur um Einzelaspekte. Nicht zuletzt ist beachtenswert, dass in den letzten Jahren kaum noch Vergleichsperspektiven erarbeitet bzw. konkretisiert worden sind - weder im nationalen noch im internationalen Bereich. Schließlich lässt sich die Frage des jeweiligen Sicherheitsniveaus von Kernkraftwerken nur im Vergleich mit anderen beantworten.

-
- 1 In eine vollständige Betrachtung der Sicherheit einer friedlichen Nutzung der Kernenergie müsste auch der Themenkomplex Sicherheit der nuklearen Zwischen- und Endlagerung, evtl. noch Sicherheit der Wiederaufarbeitung, sowie Sicherheit vor Missbrauch der Kernbrennstoffe in Kernwaffen einbezogen werden.
 - 2 Einen Überblick über die deutsche Forschungslandschaft bietet Tromm, 2010. „Forschungs- und Entwicklungsarbeiten (FuE) auf den Gebieten der Sicherheit der Kernreaktoren und der Sicherheit der Nuklearen Entsorgung werden in Deutschland an Forschungszentren und zudem an etwa 15 Hochschulstandorten durchgeführt. Daneben wird auch industrielle Forschung zur betrieblichen und Anlagensicherheit laufender Kernkraftwerke seitens der Betreiber und bei technisch-wissenschaftlichen Forschungs- und Sachverständigen-Organisationen durchgeführt.“ (S. 253)

2. Einführung Kernenergie und Reaktorsicherheit³

2.1. Aufbau eines Kernkraftwerks

Als Grundlage der nachfolgenden Auseinandersetzung mit der Sicherheitsthematik soll zunächst knapp der Aufbau und die Funktionsweise eines Kernkraftwerks erläutert werden. Ein Kernkraftwerk (KKW) ist ein Wärmekraftwerk zur Erzeugung elektrischer Energie durch kontrollierte Kernspaltung. Die Energie der Kernspaltung wird hauptsächlich als Bewegungsenergie der Spaltprodukte freigesetzt. Durch deren Abbremsung im umgebenden Material entsteht Wärme, mit der Wasserdampf erzeugt wird. Die Stromerzeugung funktioniert dann wie bei einem konventionellen Dampfkraftwerk (z.B. Kohlekraftwerk) über Dampfturbinen (Abbildung 1).

Aus der Vielzahl möglicher Reaktorkonzepte haben sich derzeit Druck- und Siedewasserreaktoren als die dominierenden Systeme herausgestellt. Besonders Druckwasserreaktoren (DWR) haben große Bedeutung in der Elektrizitätswirtschaft. Weltweit sind ca. 200 solcher Anlagen in Betrieb. Der Druckwasserreaktor ist ein Reaktorsystem mit schwach angereichertem Uran (3-4 %) als Brennstoff und Wasser als Moderator sowie als Kühlmittel. Der Brennstoff wird im Reaktorkern in heterogener Anordnung in Stabbündeln eingesetzt. Das Kühlmittel wird unter so hohem Druck gehalten, dass es nicht zum Sieden kommt. Die Brennelemente bestehen aus Brennstäben mit Uranoxid (UO_2) als Brennstoff. Sie sind so dimensioniert, dass an den heißesten Stellen im Zentrum der UO_2 -Pellets kein Schmelzen des UO_2 eintritt.

Im Gegensatz zu den Leichtwasserreaktoren werden in verschiedenen anderen Ländern wie z.B. Kanada sogenannte Schwerwasserreaktoren betrieben. Diese verwenden als Kühlmittel/ Moderator „schweres Wasser“ und können mit (nicht angereichertem) Natur-Uran betrieben werden. Die Moleküle des schweren Wassers bestehen aus einem Sauerstoff-Atom und zwei Deuterium-Atomen an Stelle der gewöhnlichen Wasserstoff-Atome.⁴

2.2. Reaktortypen in Deutschland

In Deutschland gehören alle 17 Reaktoren zu den sogenannten Leichtwasserreaktoren, die mit schwach angereichertem Uran betrieben werden und gewöhnliches Wasser („leichtes“ Wasser) als Kühlmittel verwenden. Die Leichtwasserreaktoren lassen sich einteilen in Druckwasserreaktor und Siedewasserreaktor. Entsprechend ihrer Auslegung bei der Errichtung können die Druckwasserreaktoren in vier Baulinien und die Siedewasserreaktoren in zwei Baulinien eingeteilt werden. Die Baulinie 1 und 2 des Siedewasserreaktors werden meist als Linie 69 bzw. Linie 72 bezeichnet, da die Konzepte aus den Jahren 1969 bzw. 1972 stammen.

Von der Baulinie 1 der Druckwasserreaktoren befinden sich in Deutschland keine Reaktoren mehr in Betrieb. Vier Druckwasserreaktoren gehören zur Baulinie 2, vier zur Baulinie 3 und drei

3 Sofern nicht anders gekennzeichnet, sind die folgenden Kapitel zur Reaktorsicherheit eine Zusammenfassung/ Zusammenstellung des Vorlesungsskripts Reaktorsicherheit von Kurt Kugeler (2005). Abbildungen ohne Quellenangaben sind ebenfalls dem Skript entnommen.

4 Deuterium ist ein Wasserstoff-Isotop, das ein zusätzliches Neutron besitzt.

zur Baulinie 4, die meist als „Konvoi-Typ“ bezeichnet wird. Diese modernste laufende Baulinie von Druckwasserreaktoren in Deutschland wurde zwischen 1981 und 1989 gebaut.

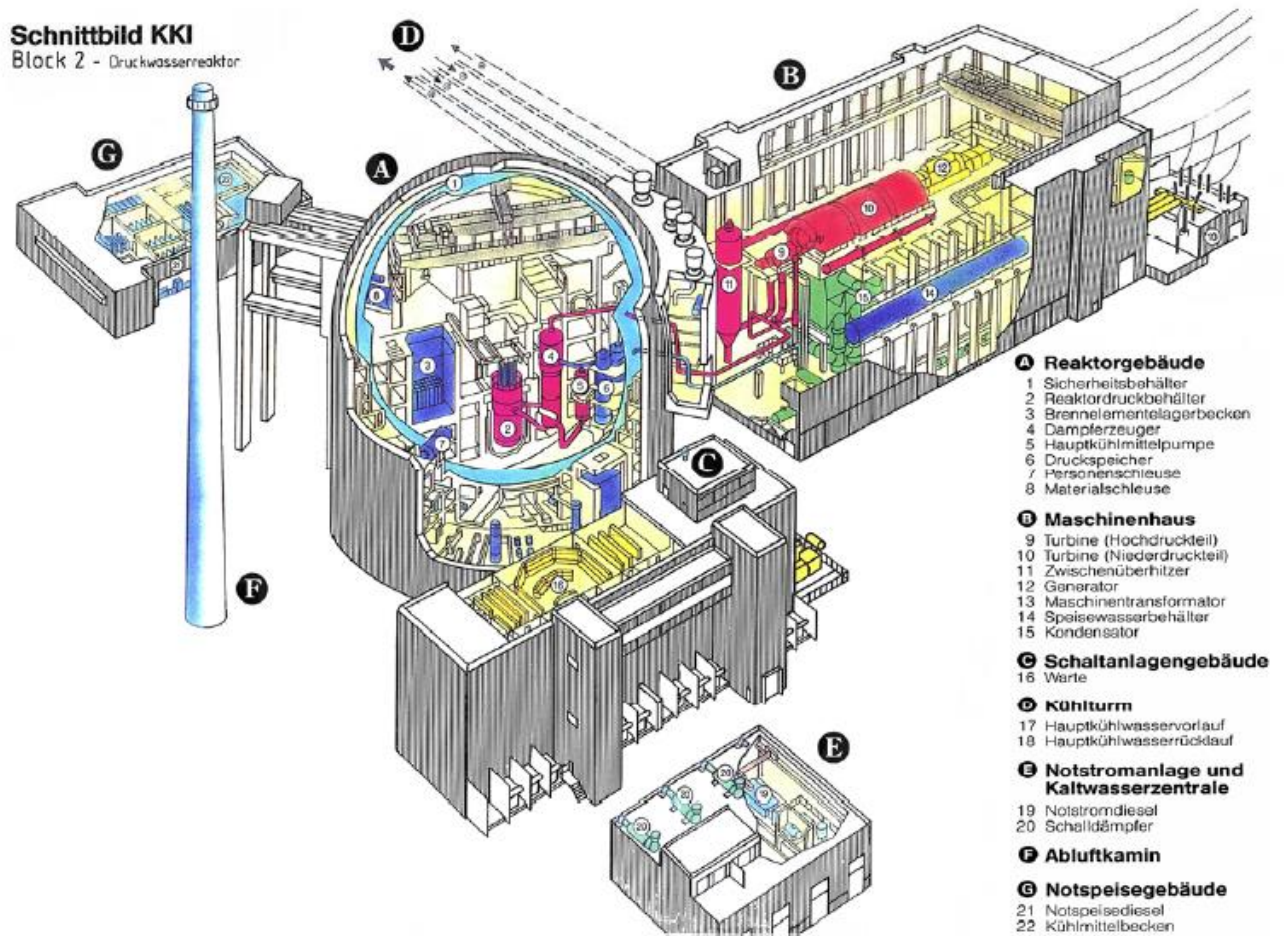
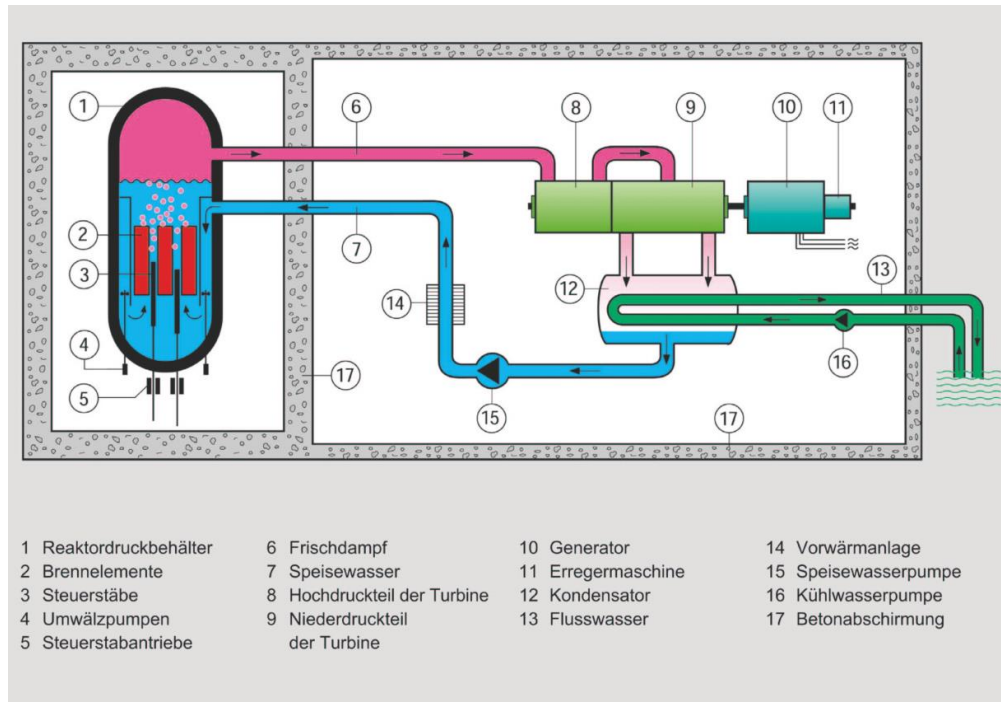


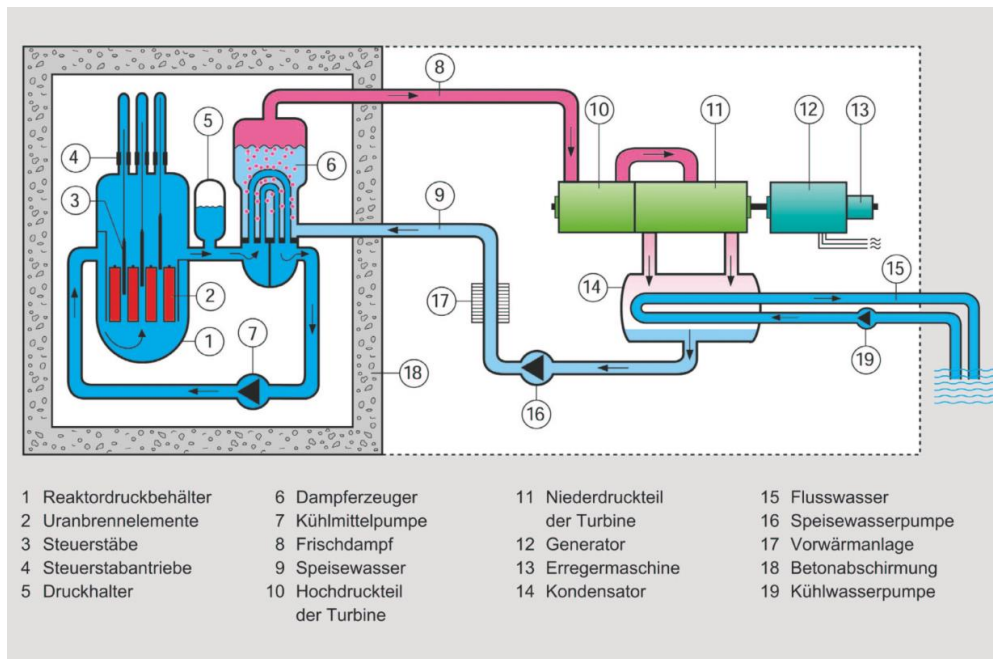
Abbildung 1. Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor (Isar 2). [Quelle: Dissertation Riester, 2009]



Quelle: 
Informationskreis
KernEnergie

Abbildung 2. Schematischer Aufbau eines Siedewasserreaktors.

[www.kernenergie.de]



Quelle: 
Informationskreis
KernEnergie

Abbildung 3. Schematischer Aufbau eines Druckwasserreaktors.

[www.kernenergie.de]

2.3. Übersicht der Kernkraftwerke zur Stromgewinnung

Zur Übersicht eine aktuelle Liste der 17 kommerziellen deutschen Kernkraftwerke,⁵ die sich zurzeit (August 2010) im Betrieb befinden.⁶

Kernkraftwerk	Typ	Elektr. Leistung (brutto) MW	Inbetriebnahme (Erstkritikalität)
Brunsbüttel	SWR (Linie 69)	806	1976
Isar 1	SWR (Linie 69)	912	1977
Philippsburg 1	SWR (Linie 69)	926	1979
Krümmel	SWR (Linie 69)	1402	1983
Gundremmingen B	SWR (Linie 72)	1344	1984
Gundremmingen C	SWR (Linie 72)	1344	1984
Biblis A	DWR (2. Baulinie)	1225	1974
Biblis B	DWR (2. Baulinie)	1300	1976
Neckarwestheim 1	DWR (2. Baulinie)	840	1976
Unterweser	DWR (2. Baulinie)	1410	1978
Grafenrheinfeld	DWR (3. Baulinie)	1345	1981
Philippsburg 2	DWR (3. Baulinie)	1468	1984
Grohnde	DWR (3. Baulinie)	1430	1984
Brokdorf	DWR (3. Baulinie)	1480	1986
Neckarwestheim 2	DWR (Konvoi)	1400	1988
Emsland	DWR (Konvoi)	1400	1988
Isar 2	DWR (Konvoi)	1485	1988

[DWR – Druckwasserreaktor, SWR – Siedewasserreaktor]

2.4. Sicherheitskonzept deutscher Kernkraftwerke

Das zur Vorsorge gegen Schäden in deutschen Kernkraftwerken realisierte Sicherheitskonzept⁷ ist mehrstufig und fehlerverzeihend. Fehlerverzeihend meint, dass die potentielle Wirkungskette mehrfach durch voneinander unabhängige Maßnahmen unterbrochen werden kann. Dadurch sollen technisches Versagen oder Bedienungsfehler letztlich folgenlos für die Umgebung bleiben. Im Einzelnen sind folgende Stufen zu unterscheiden:

5 Hinzu kommen drei Forschungsreaktoren in Mainz, Berlin und München www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/standorte/karte_fr.html

6 Quellen: Bundesamt für Strahlenschutz (BfS, www.bfs.de) und Bundestags-Drucksache 15/3650.

7 Quelle: Orth, 2001

a) Die radioaktiven Stoffe, die bei der Kernspaltung in den Brennstäben des Reaktorkerns entstehen, werden durch folgendes Barriere-System zurückgehalten:

- Kristallgitter des Brennstoffs (Brennstoffpellets).
- Gasdicht verschweißte metallische Brennstabhüllen, die die aus dem Brennstoff freigesetzten Stoffe vor dem Kühlwasser zurückhalten.
- Reaktordruckbehälter aus Stahl, der den Reaktorkern und das Kühlwasser umschließt.
- Sicherheitsbehälter aus Stahl, der das gesamte Kühlsystem umschließt.
- Stahlbetonkonstruktion, die den Sicherheitsbehälter umschließt.

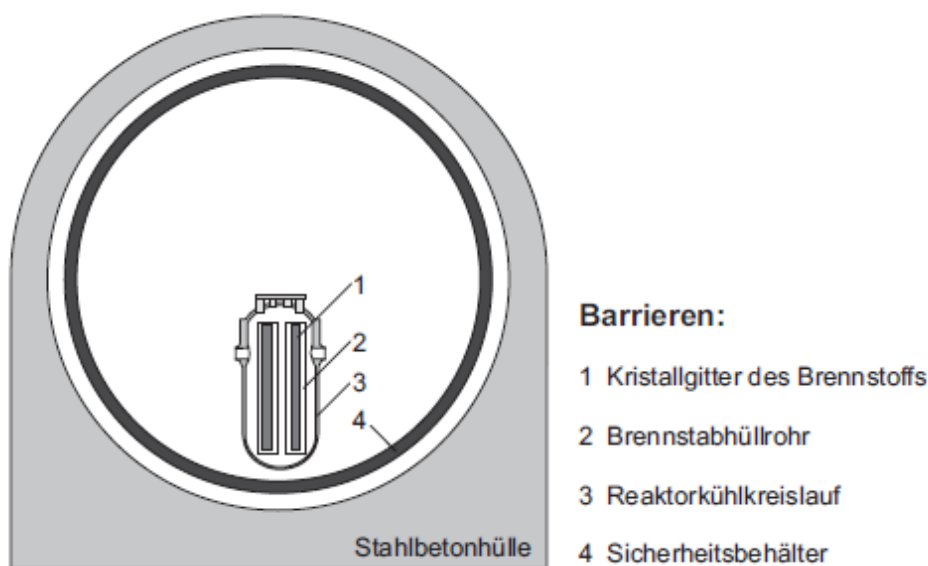


Abbildung 4. Einschluss der Spaltprodukte.

[Quelle: Dissertation Heuss, 2005]

b) Die Wirksamkeit des Barriere-Systems wird durch gestaffelte Maßnahmen gewährleistet, die den sogenannten Sicherheitsebenen zugeordnet sind (Abbildung 5):

- Erste Sicherheitsebene: Normalbetrieb, Vermeidung von Störungen.
- Zweite Sicherheitsebene: Eingrenzung von Störungen, Vermeidung von Störfällen.
- Dritte Sicherheitsebene: Beherrschung von Störfällen.
- Vierte Sicherheitsebene: Risikominimierung.

c) Inhärente Sicherheit des Reaktorkerns: Ein Temperaturanstieg des Reaktorkerns führt immer aufgrund physikalischer Gesetzmäßigkeiten zu einer Leistungsverminderung, gegebenenfalls bis zum Abbruch der Kettenreaktion. Diese negative Rückkopplung ist ein zentrales Sicherheitsmerkmal aller Kernkraftwerke in Deutschland.

d) Auslegungsprinzipien für Sicherheitseinrichtungen:

- Schutz gegen einzelne Fehler und Ausfälle: Redundanz-Prinzip.
- Schutz gegen systematische Fehler und gemeinsam verursachte Ausfälle: Diversitäts-Prinzip.

- Schutz gegen übergreifende Fehler: Räumliche Trennung, baulicher Schutz, Entkopplung.
- Schutz gegen den Ausfall von Hilfsenergie: sicherheitsgerichtetes Ausfallverhalten.
- Schutz gegen Fehlhandlungen: Automatisierung.

e) Bestätigung des Sicherheitskonzepts durch probabilistische Analysen.

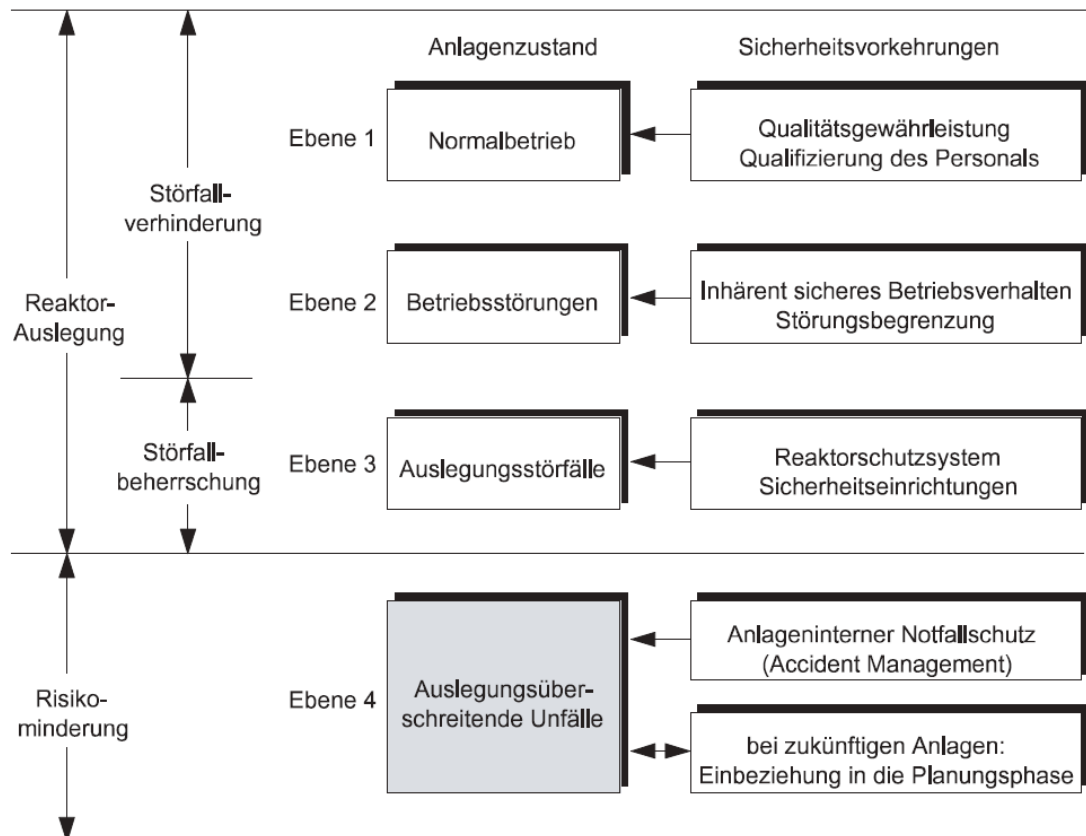


Abbildung 5. Mehrstufenkonzept zur Sicherheitsvorsorge in KKW. [Quelle: Diss. Andrae 2002]

2.5. International Nuclear Event Scale (INES)⁸

Nach einem Ereignis in einem Kernkraftwerk oder in einer sonstigen kerntechnischen Einrichtung soll die Öffentlichkeit möglichst schnell und zuverlässig über die sicherheitstechnische Bedeutung und das Ausmaß möglicher Auswirkungen des Ereignisses informiert werden. Um dem Informationsbedürfnis der Öffentlichkeit gerecht werden zu können, hat eine Gruppe von Experten der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) und der Kernenergieagentur der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD/NEA) 1990 die Internationale Bewertungsskala für nukleare Ereignisse (International Nuclear Event Scale, INES) entwickelt. Weltweit nutzen derzeit über 60 Staaten dieses Instrument.

8 Quelle: Gesellschaft für Reaktorsicherheit, www.grs.de/content/ines-information-auf-einen-blick.

Die INES-Skala besteht aus verschiedenen Stufen (Abbildung 6), die zur Einordnung eines konkreten Ereignisses genutzt werden. Diese Stufen reichen von Stufe 1 (Störung) bis hin zu Stufe 7 (katastrophaler Unfall). Dabei werden Ereignisse der Stufen 1 bis 3 als Störfälle bezeichnet; höher eingestufte Ereignisse gelten als Unfälle. Die sicherheitsbezogene Bedeutung bzw. die Schwere des Stör- oder Unfalls steigt mit jeder Stufe. Im Laufe der Jahre ist es darüber hinaus üblich geworden, Ereignisse ohne oder mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung in eine inoffizielle „Stufe 0“ einzuordnen. Durch die Einordnung eines Ereignisses in eine der Stufen erlaubt die INES-Skala, sich auf einen Blick über dessen Bedeutung zu informieren. Die Darstellung der INES-Stufen erfolgt üblicherweise in Form einer Pyramide (Abbildung 6).

Zur Einordnung eines Ereignisses wird ein umfangreicher Katalog von Kriterien herangezogen, der in einem Handbuch der IAEO veröffentlicht ist. Diese Kriterien lassen sich in folgende Kategorien gliedern:

- Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage: Ist es zu einer Erhöhung der Strahlungs-dosis gekommen, die über den jeweiligen nationalen Grenzwerten liegt?
- Radiologische Auswirkungen innerhalb der Anlage: Ist es innerhalb der Anlage ungeplant zu erhöhten Strahlungswerten und/oder zu einer Ausbreitung signifikanter Mengen radioaktiven Materials gekommen?
- Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen der Anlage: Ist es zu einer Beeinträchtigung der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen der Anlage gekommen?

Die bislang höchste Einstufung von Ereignissen in Deutschland seit der Einführung von INES erfolgte auf Stufe 2 (1998 Unterweser, 2001 Philippsburg 2). Beispiele für die Einordnung von bekannteren Ereignissen z.B. in der früheren Sowjetunion oder den USA sind unter anderem in der INES-Broschüre⁹ der IAEO zu finden. Der Reaktorunfall von Three Mile Island (USA) 1979 wurde mit der INES-Stufe 5 bewertet, der katastrophale Unfall in Tschernobyl (UdSSR) mit INES-Stufe 7.

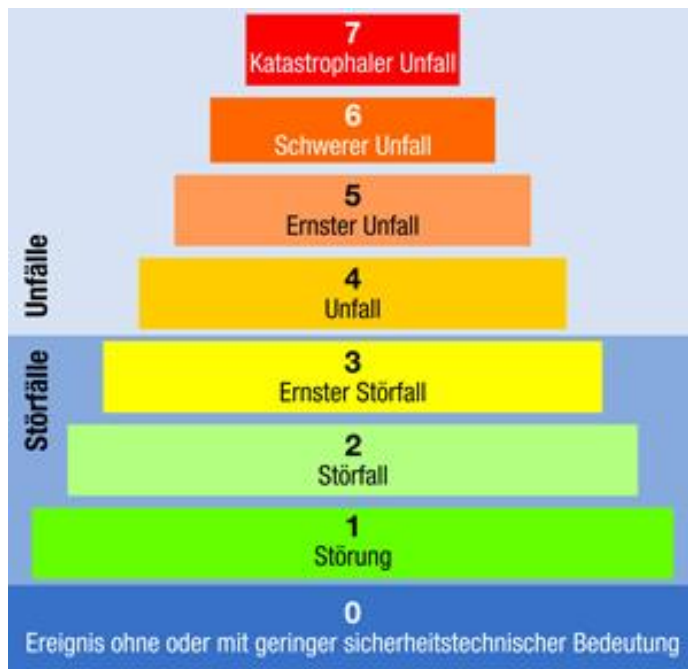


Abbildung 6. Graphische Darstellung der INES-Skala.

3. Wissenschaftliche Beiträge

3.1. Studien aus den Jahren 1979-2005

Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke

Zwischen 1979 und 1989 entstand in Anlehnung an die amerikanische Rasmussen-Studie¹⁰ die zweiteilige „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke“. Diese Studie wurde vom Bundesminister für Forschung und Technologie in Auftrag gegeben, um das störfallbedingte kollektive Risiko durch den Betrieb von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland darzustellen. In Phase A wurde das mit den Unfällen verbundene Risiko abgeschätzt, die Folgen eines Unfalls ermittelt und mit naturbedingten und zivilisatorischen Risiken verglichen. Die Grundannahmen und Methoden der amerikanischen Studie wurden dabei weitgehend übernommen. 1989 wurde die Phase B der Deutschen Risikostudie fertiggestellt, deren Ziel die anlagentechnische Sicherheitsanalyse zur Ermittlung sicherheitsrelevanter Schwachstellen war. Die daraus resultierenden sicherheitstechnischen Verbesserungen sowie die Vorausplanung anlageninterner Notfallmaßnahmen führten nach Ansicht der Verfasser zu einem konkreten technischen Sicherheitsgewinn.

Deutsche Risikostudie (Phase A, 1979)¹¹

Praktisch jede Reaktoranlage ist an bestimmten Stellen individuell gestaltet bzw. hat besondere Standortbedingungen. So ist prinzipiell für jede Anlage eine Risikountersuchung notwendig. In der Deutschen Risikostudie (Phase A) wurde das Risiko von 25 Leichtwasserreaktoren in Deutschland (Stand 1975) abgeschätzt. Das Schmelzen des Reaktorkerns und daraus ableitbare radiologische Folgen standen im Mittelpunkt der Betrachtungen. Insgesamt wurde die Häufigkeit von Kernschmelzunfällen mit $9 \cdot 10^{-5}$ (=0.00009) pro Jahr, also ca. 1 in 10.000 Jahren angegeben. Im weiteren Verlauf der Risikoanalyse wurde das Verhalten des Reaktorschutzgebäudes nach Eintritt des Kernschmelzunfalls und Versagen des Reaktordruckbehälters beurteilt.

Ein wesentliches Resultat dieser Untersuchungen war, dass nur mit einer Häufigkeit von ein Millionstel pro Jahr größere Freisetzungen nach außen zu erwarten wären. Bei 25 Anlagen sollten nach dieser Analyse nur einmal pro 40.000 Jahre Unfälle mit akuten Todesfällen zu erwarten sein. Im Bereich sehr geringer Wahrscheinlichkeiten von 1 mal in zwei Milliarden Jahren werden 14.500 akute Todesfälle und 104.000 Spätschäden prognostiziert.

Deutsche Risikostudie (Phase B, 1989)^{12,13}

Kurt Kugeler merkt zu dieser Studie an:¹⁴ „Hier wurden Störfälle teils vertieft behandelt, teils wurden neuartige Störfälle in Betrachtungen einbezogen. Insbesondere wurde auch die Wirkung und Bedeutung von anlageninternen Notfallmaßnahmen (Accident-Management- Maßnahmen) analysiert und bewertet. In diesen Analysen konnte gezeigt werden, dass in vielen Störfällen

10 Rasmussen et al., 1975

11 Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke/ Phase A, 1979

12 Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke/ Phase B, 1989

13 Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke/ Phase B, zusammenfassende Darstellung, 1989

14 Kugeler, Vorlesungsskript Reaktorsicherheit (2005)

Kernkraftwerke auch dann noch über Sicherheitsreserven verfügen können, wenn die vorgesehenen Sicherheitssysteme nicht funktionsgemäß eingegriffen haben und sicherheitstechnische Auslegungsgrenzen überschritten worden sind. (...) in 88 % der Fälle, die zu Kernschmelzen führen würden, könnte es gelingen, die Kernkühlung durch Notmaßnahmen wieder herzustellen.“

Weiter schreibt Kugeler, dass in Phase B eine Kernschmelzhäufigkeit von $3 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr ermittelt wurde.¹⁵ Bei Verwirklichung der anlageninternen Notfallmaßnahmen würde eine Reduzierung der Kernschmelzhäufigkeit auf $3,5 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr erreicht.¹⁶ „Die Wahrscheinlichkeit für Kernschmelzen unter hohem Druck, welches ein sofortiges Versagen des Reaktorschutzgebäudes zur Folge haben könnte, betrüge dann $4,5 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr.¹⁷ Hiermit läge dieser Wert international betrachtet recht günstig.“

Atomkraftwerke – das unterschätzte Risiko (1990)

Die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke“ wurde von Lothar Hahn 1990 in der Stellungnahme „Atomkraftwerke: das unterschätzte Risiko“ kritisch analysiert.¹⁸ Hahn vergleicht zunächst die Phasen A und B der Deutschen Risikostudie und merkt an: „Zusammenfassend ergibt sich, dass das Unfallrisiko derzeit betriebener Druckwasserreaktoren erheblich höher ist als früher abgeschätzt, weil sowohl die Eintrittshäufigkeit von Kernschmelzunfällen mit gravierendem Verlauf als auch die Folgen solcher Unfälle größer ausfallen als in früheren Berechnungen.“

Hauptkritikpunkt an der Phase B der Risikostudie ist, dass Accident-Management-Maßnahmen vorgeschlagen werden und in die Risikoberechnungen eingehen, obwohl diese noch nicht ausgearbeitet, installiert, geprüft und genehmigt sind. Darüber hinaus kritisiert Hahn, dass viele dieser Accident-Management-Maßnahmen Eingriffe durch das Personal beinhalten und diese vor dem Hintergrund des zu erwartenden Stresses und Zeitdrucks zu positiv eingeschätzt werden. Des Weiteren hebt er hervor, dass einige seit längerem bekannte Schwachstellen der Reaktoren (z. B. Wasserstoff-Problematik) noch nicht behoben wurden. Bei den Risikoabschätzungen fehlt aus Sicht des Kritikers eine umfassende Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse nach Stand von Wissenschaft und Technik.

Results of Recent Risk Studies in France, Germany, Japan, Sweden and the United States (1993)¹⁹

Diese Studie von W. Werner aus dem Jahr 1993 ist insofern besonders aufschlussreich, als hier explizite internationale Vergleiche zur Sicherheit von Reaktoren vorgenommen werden. Der Verfasser wertet die Ergebnisse von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) für sieben Druckwasserreaktoren (DWR) und fünf Siedewasserreaktoren (SWR) aus. Für die beiden deutschen Reaktoren Biblis B (DWR) und Gundremmingen (SWR) werden die Daten der Risikostudie Phase B

15 $3 \cdot 10^{-5}$ (= 0.00003) pro Jahr, das entspricht ca. 1 in 33.000 Jahren.

16 $3,5 \cdot 10^{-6}$ (= 0.0000035) pro Jahr, das entspricht ca. 1 in 290.000 Jahren.

17 $4,5 \cdot 10^{-7}$ (=0.00000045) pro Jahr, das entspricht ca. 1 in 2,2 Millionen Jahren.

18 Hahn, 1990

19 Werner, 1993

bzw. der 1992 von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit veröffentlichten PSA für Gundremmingen verwendet. Bei der Zusammenfassung seiner Resultate kommt Werner zu folgenden Ergebnissen:

1. Die Kernschadenhäufigkeit für die neueren DWR-Anlagen, die generell mit mehr Redundanz, verbesserter räumlicher Trennung der redundanten Stränge und mehr automatisierten Systemen ausgestattet sind, liegen signifikant niedriger als für ältere Anlagen.
2. Bei den SWR sind die Kernschadenhäufigkeiten zwischen älteren und neueren Anlagen nicht signifikant verschieden.
3. Allgemein wird festgestellt, dass die Kernschadenhäufigkeit für Siedewasserreaktoren i. a. geringer sind als für Druckwasserreaktoren.

In Abbildung 7 sind die Kernschadensfrequenzen für fünf SWR²⁰ gezeigt. Gundremmingen B liegt dabei ungünstiger als Peach Bottom, Grand Gulf und Japan 1100, aber besser als Forsmark 1/2. In Abbildung 8 sind die Kernschadensfrequenzen für sieben DWR²¹ gezeigt. Biblis B liegt dabei ungünstiger als Japan PWR, aber besser als die anderen fünf.

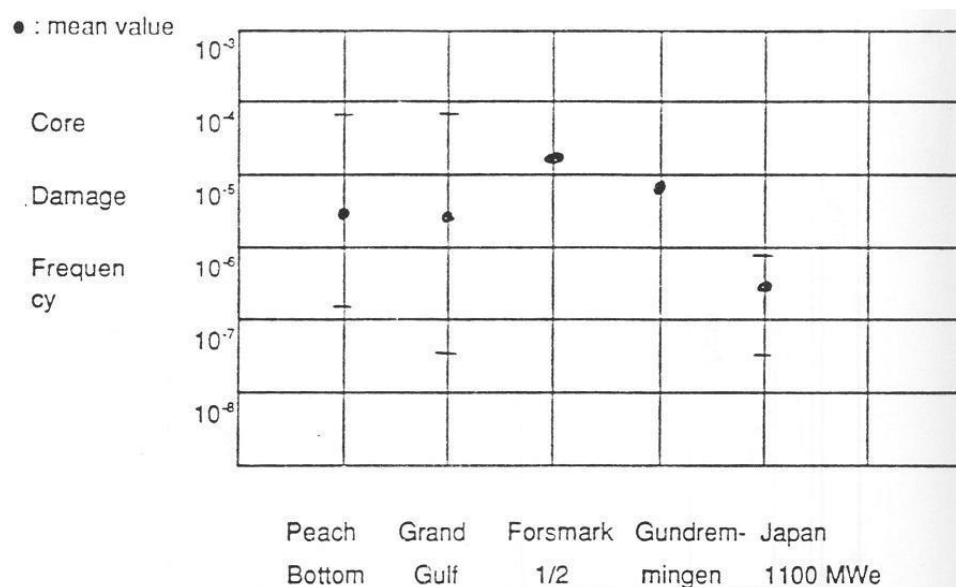


Abbildung 7. Kernschadensfrequenzen (core damage frequency) für fünf Siedewasserreaktoren. Mittelwerte (mean value) und Unsicherheitsbereiche (5% - 95 %). [Quelle: Werner 1993]

20 Die betrachteten fünf Siedewasserreaktoren sind: Peach Bottom – USA, Grand Gulf - USA, Forsmark 1/2 – Schweden, Gundremmingen B – Deutschland, Japan 1100 – Japan.

21 Die betrachteten sieben Druckwasserreaktoren sind: Surry – USA, Sequoyah – USA, REP-900 – Frankreich, REP-1300 – Frankreich, Japan PWR – Japan, Biblis B – Deutschland, Ringhals 3/4 – Schweden.

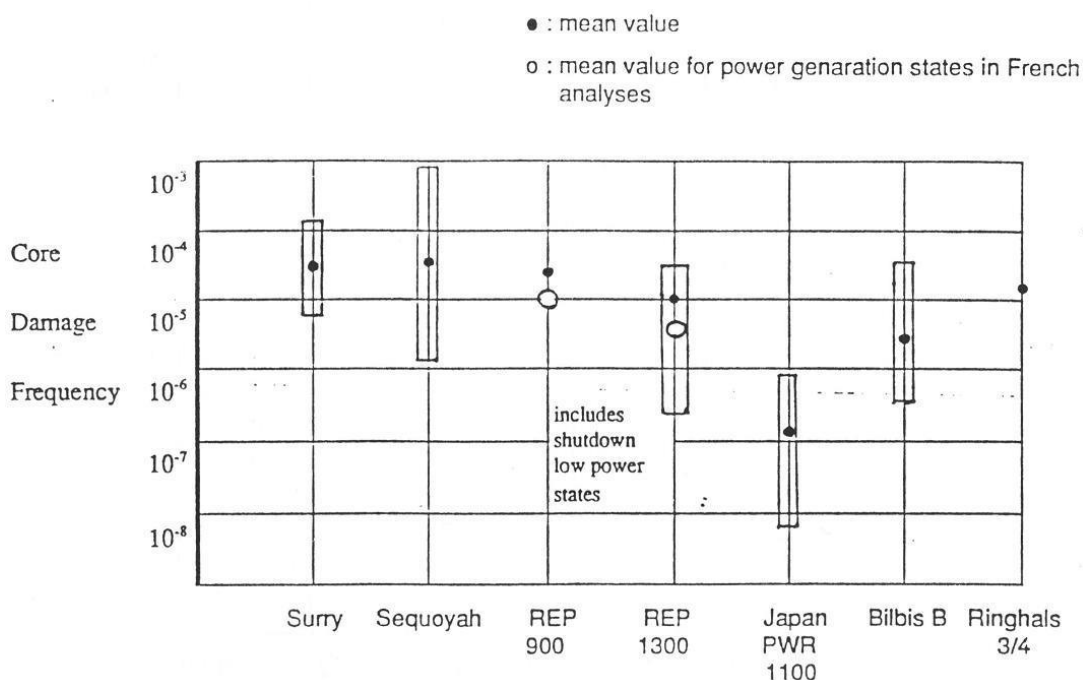


Abbildung 8. Kernschadensfrequenzen (core damage frequency) für sieben Druckwasserreaktoren. Mittelwerte (mean value) und Unsicherheitsbereiche (5% - 95 %). [Quelle: Werner, 1993]

Gibt es den katastrophenf freien Kernreaktor? (2001)²²

Kurt Kugeler, damalige Inhaber des Lehrstuhls für Reaktorsicherheit an der RWTH Aachen, nimmt in dieser Publikation von 2001 grundsätzlich Stellung zur Frage der Reaktorsicherheit. Dabei betont er, dass es bei derzeit in Betrieb befindlichen Reaktoren Sicherheitsdefizite gebe: „Ein wesentliches Sicherheitsproblem heutiger Kernreaktoren besteht darin, dass es nach dem Abschalten zu einem Verlust der aktiven Kühlung kommen könnte, die notwendig ist, um die Nachwärme aus dem β - und γ -Zerfall der Spaltprodukte sicher abzuführen. Das Schmelzen des Kerns (core) bei Druck- und Siedewasserreaktoren könnte die Folge sein.“

Weiter hält Kugeler zum Aspekt der „Kernschmelzen und Folgen bei heutigen Leichtwasserreaktoren“ fest: „Nachwärme entsteht auch nach Abschalten der Kettenreaktion durch β - und γ -Zerfall der Spaltprodukte. Sie beträgt nach dem Abschalten rund 6 % der Nominalleistung, nach einer Stunde noch etwa 1 %. Große Wärmemengen müssen daher zuverlässig aus dem Reaktorkern abgeführt werden, um Schäden zu vermeiden. Wegen der hohen Werte der Kernleistungsdichten heutiger Leichtwasserreaktoren muss die Kühlung nach dem Abschalten weiter betrieben werden. Reaktoren verfügen über umfangreiche Kühleinrichtungen. Neben den betrieblichen Kreisläufen (Dampferzeuger und Kühlmittelpumpen) sind weitere redundante und diversitäre Kühlsysteme installiert, die auch nach Störfällen am primären Kühlsystem eine Kernkühlung bewirken. Diese Kühlkreisläufe werden mit möglichst hoher Zuverlässigkeit ausgeführt. Dennoch weist

dieses System, da alle Komponenten eine gewisse Ausfallrate haben, eine endliche Ausfallrate auf.“

Besonders hingewiesen wird auf den folgenden Aspekt: „Nach Ausfall der Nachwärmeabfuhr kommt es bei Leichtwasserreaktoren zum Verdampfen des Restwassers im Kernbereich sowie zum Aufheizen des Brennstoffs und der Kernstrukturen bis zum Schmelzen. Gleichzeitig bilden sich durch Reaktion des Zirkons der Brennstabhüllen mit Wasserdampf große Wasserstoffmengen unter Freisetzung von zusätzlicher exothermer Reaktionswärme. Nach etwa einer Stunde kann unter ungünstigen Bedingungen der Kern zerstört sein und sich ein 2500 °C heißes sog. Corium-Gemisch (geschmolzenes UO_2 , ZrO_2 , Stahl, Spaltprodukte) in der Bodenkalotte des Reaktordruckbehälters ansammeln. Kurz danach würde dann auch der Boden des Reaktordruckbehälters durchschmelzen und das heiße Corium – bis zu 300 t – ins Reaktorgebäude abstürzen. Danach kann eine Beschädigung des Reaktor-Containments eintreten. Hier baut sich ein hoher Störfalldruck auf, der nach etwa vier Tagen zum Überdruckversagen führt. In deutschen Anlagen ist inzwischen für diesen Fall die Öffnung eines Entlastungsventils mit Abgabe über ein Filtersystem und den Kamin vorgesehen. Feste Spaltprodukte und Aerosole würden hier weitestgehend zurückgehalten, nur die gasförmigen Spaltprodukte würden entweichen. Der entstandene Wasserstoff könnte nach Zündung und evtl. Detonation ebenfalls zur Beschädigung des Containments führen. Inertisierung sowie Wasserstoffabbau über geeignete Rekombinatoren sind gezielte Gegenmaßnahmen. Die heiße Kernschmelze mit Nachwärmeerzeugung kann nach rund vier Tagen den Betonboden des Containments durchdringen und eine Grundwasserverseuchung bewirken.“

Kugeler plädiert abschließend für die Entwicklung und den Bau neuer Reaktortypen, bei denen eine Kernschmelze naturgesetzlich ausgeschlossen ist: „Neue Reaktoren lassen sich hingegen so konzipieren, dass eine eingetretene Kernschmelze entweder beherrscht wird oder dass eine Kernschmelze grundsätzlich ausgeschlossen wird. Radioaktive Freisetzungen bei schweren Störfällen sind grenzüberschreitend. Deshalb ist es notwendig, einheitliche Sicherheitsstandards und Sicherheitstechniken in Frankreich und Deutschland sowie in Europa generell zu entwickeln.“

Globale Reaktorsicherheit: Sind Stand und Entwicklung verlässlich einschätzbar? (2004)²³

In einer Untersuchung zur Frage der „Globalen Reaktorsicherheit“²⁴ hat Leopold Weil 2004 zur Entwicklung der Sicherheitskultur festgehalten: „Betriebsergebnisse und Sicherheitsbilanz der Kernkraftwerke – sowohl in Deutschland als auch im weltweiten Vergleich – haben sich im zurückliegenden Jahrzehnt zunehmend positiv entwickelt. Gleichwohl haben in jüngster Zeit maßgebliche Vertreter internationaler Organisationen weitere Anstrengungen zum Erhalt und zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit unternommen. Im Lichte dieses – scheinbaren – Widerspruchs setzt sich die in diesem Aufsatz beschriebene Untersuchung das Ziel, einen ingenieurmäßig-wissenschaftlichen Beitrag zur Einschätzung und Bewertung des derzeitigen globalen Risikos aus dem Betrieb der Kernkraftwerke und der Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs zu leisten.“

23 Weil, 2004

24 Es handelt sich um die Zusammenfassung der Ergebnisse seiner Bochumer Habilitationsschrift „Charakterisierung der Risiken der Kernenergienutzung“ von 2003.

Weil kritisiert in seinem Aufsatz eine rein „statische Risikobetrachtung“, die „den fortlaufenden Bemühungen zur Risikominderung“ nicht gerecht werde und fordert eine „integrale Risikobilanz“ (S. 370). Der Autor, der eine große Zahl von Kernkraftwerken weltweit in seine Betrachtung einbezieht, erläutert seinen Ansatz wie folgend:

„Im Rahmen der zitierten Arbeit wurden für die Dynamik der Größen „g“ und „h“²⁵ quantitative Modellvorstellungen entwickelt und für Extrapolationen bis in das Jahr 2025 genutzt. Ausgangspunkt ist eine statistische Einschätzung der Kennwerte „g“ und „h“ anhand der IRS-Daten für den Zeitraum 1991-2000, die angesichts der geringen Zahl von Ereignissen – eines vom Typ „h“ und keines vom Typ „g“ – durch weitere Informationen abgesichert wurde. Letztere stammen zum einen aus einer Auswertung vorliegender Risikoanalysen der Stufe 2, die eine Einschätzung des Verhältnisses von g/h zulassen sowie aus einer Zusammenführung des Wertes von „g“ für die 80er Jahre mit den Analyseergebnissen zur im darauf folgenden Jahrzehnt durch Nachrüstung erreichten Verbesserung des weltweiten Sicherheitsniveaus kerntechnischer Anlagen.“

Zusammenfassend hält Weil fest: „Das ‚*Basisszenario*‘ für die weitere zeitliche Entwicklung besteht in seinen wesentlichen Annahmen aus einer Verteilung der etwa 490 Anlagen weltweit zu „g“ und „h“ auf etwa zwei Größenordnungen sowie auf einer weiteren – moderaten – Verbesserung des Sicherheitsniveaus aller Anlagen, das für die ‚*sichereren*‘ Anlagen langsamer verläuft als für die ‚*weniger sicheren*‘. Auf dieser Basis lässt sich zeigen, dass die Wahrscheinlichkeit, im Betrachtungszeitraum mindestens ein Ergebnis vom Typ „g“ zu haben, zwar nicht vernachlässigbar, aber mit etwa 0,1 hinreichend klein ist. Dieses Szenario kann als eine Vorgabe an die weltweite Nuklearindustrie gelesen werden. Erreicht sie dieses Voranschreiten nicht, so muss mit Rückschlägen gerechnet werden, die zusätzlich zu den unmittelbaren Unfallschäden mit äußerst negativen Auswirkungen auf die allgemeine Akzeptanz der Kernenergie einhergehen können. (...) Es darf bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie an keiner Stelle und zu keinem Zeitpunkt ein Nachlassen in den Anstrengungen auf dem Weg zu einem dauerhaft vertretbaren globalen Sicherheitsniveau geben.“

Thermisches Versagen von Reaktordruckbehältern bei extremen Störfällen (2005)²⁶

Einen ausführlichen Beitrag zum Thema Reaktorsicherheit leistet die 2005 publizierte Dissertation von Ruth Heuss. Die Verfasserin untersucht darin die Barrierenfunktion des Reaktordruckbehälters während eines schwerwiegenden Unfalls. Im einführenden Teil ihrer Dissertation merkt sie zum Thema Reaktorsicherheit (Kapitel „Kernschmelzwahrscheinlichkeit“) an:

„Zur Beherrschung von Störfällen sind verschiedene Sicherheitssysteme vorgesehen. Wenn diese versagen, kann es zum Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern kommen. (...) Wenn die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern ausgefallen ist, wird dies als Schadenszustand bezeichnet. Schadenszustände treten beim Kernkraftwerk Biblis B insgesamt mit einer Wahrscheinlichkeit von $2,9 \cdot 10^{-5}/a$ ²⁷ auf. Durch die Wiederherstellung einer ausreichenden Wärmeabfuhr kann die

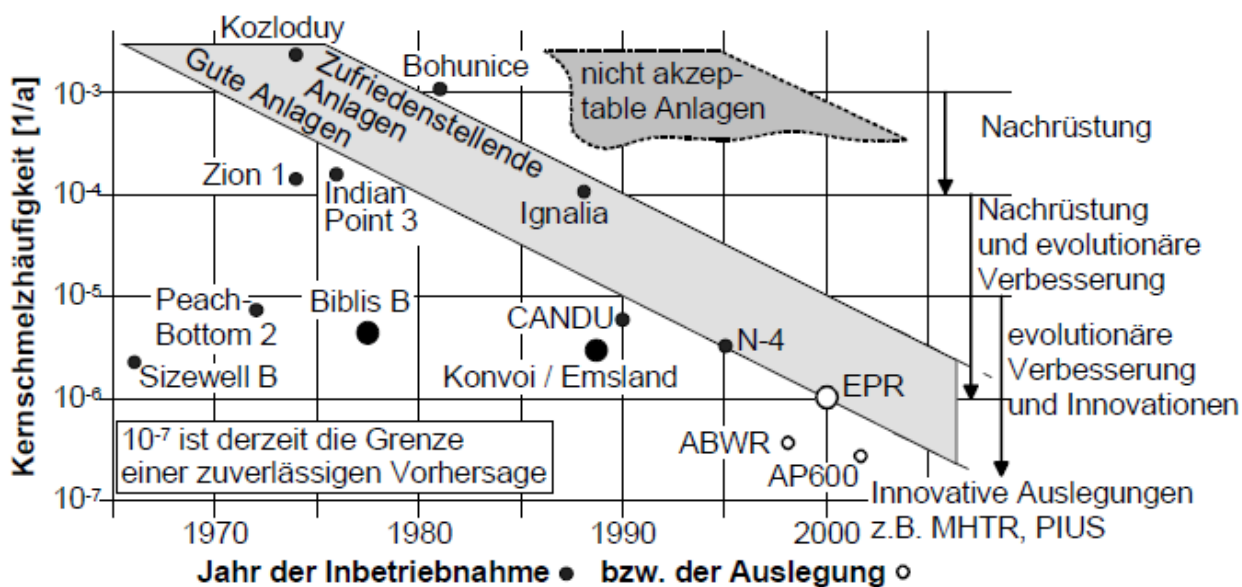
25 Die Größe „g“ ist die Summe der Häufigkeiten für Unfälle mit einschneidenden Auswirkungen in der Anlage oder sogar auf die Umgebung (INES-Stufe 6 und 7), während „h“ die Summe der Häufigkeiten von möglichen Vorläufereignissen dieser Unfälle ist (hier wurden dafür Ereignisse der INES-Stufen 4 und 5 gewählt).

26 Heuss, 2005

27 Das entspricht etwa einmal in 35.000 Jahren.

Anlage aus einem Schadenszustand wieder in einen sicheren Zustand überführt werden. Geschieht dies nicht, so kommt es zum Kernschmelzen. Kernschmelzen tritt in 12 % der Schadensfälle, also mit einer Wahrscheinlichkeit von $3,6 \cdot 10^{-6}/a$ ²⁸ ein. Die Kernschmelzunfälle verlaufen zu 88 % bei niedrigem Druck.“ Zu Details, welche Ereignisse mit welcher Wahrscheinlichkeit Kernschmelzen auslösen können (bezogen auf Biblis B), siehe Dissertation Ruth Heuss, S. 15 (Diss_Heuss_2005.pdf).

Im Unterschied zu vielen anderen Publikationen finden sich bei Heuss immerhin Ansätze einer konkreten international vergleichenden Bewertung: „Ein Vergleich der durch Risikoanalysen ermittelten Werte für die Häufigkeit des Kernschmelzens bei verschiedenen Reaktoren zeigt, dass die derzeit in Betrieb befindlichen Anlagen in Abhängigkeit vom Zeitpunkt ihrer Inbetriebnahme, ihrer Bauart und ihres Standortes stark unterschiedliche Sicherheitsstandards aufweisen. Abbildung 9 ermöglicht einen Vergleich der Größenordnungen der Kernschmelzwahrscheinlichkeiten²⁹. Es lassen sich insbesondere beim Vergleich von Reaktoren westlicher Bauart mit osteuropäischen Reaktoren deutliche Unterschiede feststellen. Die osteuropäischen Reaktoren weisen zum Teil erhebliche Sicherheitsdefizite (z. B. unzureichende Redundanzen und Diversitäten, veraltete Ausführungen von Betriebs- und Sicherheitssystemen, fehlende Sicherheitsumschließung usw.) auf. Weltweit werden deshalb Anstrengungen unternommen, um die Sicherheit bestehender, aber auch zukünftiger Anlagen, zu verbessern. Dies erfordert eine möglichst genaue Kenntnis möglicher Unfallabläufe. Dabei erzwingt jedoch die Vielzahl möglicher Unfallpfade eine Beschränkung der Analysen auf ausgesuchte Kernschmelzpfade mit vorgegebenen Randbedingungen.“



28 Das entspricht etwa einmal in 280.000 Jahren.

29 Heuss betont jedoch, dass ein Vergleich der genauen Werte nur in Einzelfällen möglich ist, da den einzelnen Untersuchungen zum Teil unterschiedliche Annahmen, Bewertungskriterien und statistische Methoden zugrunde liegen.

Abbildung 9. Kernschmelzhäufigkeit ausgewählter Anlagen

Kozloduy – WWER-1000 (sowjetischer DWR), Rumänien; **Bohunice** – WWER-440/213 (sowjet. DWR), Slowakei; **Zion 1** – DWR, USA, außer Betrieb; **Indian Point 3** – DWR, USA; **Ignalia** – RBMK (sowjet. SWR), Litauen, außer Betrieb; **Peach Bottom** – SWR, USA, **Biblis B** – DWR, Deutschland; **Candu**, Schwerwasser-Reaktor, Kanada; **Sizewell B** – DWR, UK; **Konvoi** – 4. Baureihe deutscher DWR; **N-4** – französischer DWR; **EPR** – europäischer DWR mit Core-Catcher, z.Z. zwei im Bau, keiner in Betrieb, **ABWR** – fortschrittlicher SWR, Japan; **AP600** – Reaktorkonzept mit passiven Sicherheitsmerkmalen, (bislang) keiner gebaut.

3.2. Studien aus den Jahren 2006-2010

Reflexions on Current and Future Nuclear Safety (2006)³⁰

Die Autoren Wolfgang Kröger und Sang-Lung Chang kündigen im Abstract zu ihrer Studie an: „Die Arbeit bietet einen Überblick über die Sicherheit heutiger Kernkraftwerke und über zukünftige Entwicklungen. Dabei werden Grundkonzepte der nuklearen Sicherheit, wie abgestufte Schutzmaßnahmen, aber auch die Grundlagen der probabilistischen Risikoabschätzung (PRA), ihre Stärken, ihre Grenzen und ihre Rolle im regulatorischen Gesamtrahmen betrachtet. Zu den Themen Kernschadenhäufigkeit, Anlagenschadenzustand oder Häufigkeit frühzeitiger Freisetzung werden Ergebnisse der PRA Stufe 1 und 2 für internationale Kernkraftwerke dargestellt und erörtert. Ergebnisse von Forschungsarbeiten über PRA der Stufe 3 werden umrissen. In einem Ausblick wird ferner die Sicherheit des Europäischen Druckwasserreaktors behandelt; Sicherheitsanforderungen an künftige Reaktoren (der Generation IV) werden angesprochen.“

In der Zusammenfassung ihrer Untersuchung wird deutlich, dass die Verfasser in der Frage der Sicherheit von Kernkraftwerken eine positive Entwicklung sehen. So wird angemerkt³¹: „Die Sicherheit von Kernkraftwerken basiert auf der Philosophie der gestaffelten Sicherheitsebenen. Diese hat sich in Verbindung mit vorsorglichen Maßnahmen, als effektives deterministisches Design Prinzip bewährt und resultiert in einem umfassenden konservativen Design und Betriebspraxis. Ein bemerkenswerter Sicherheitsrekord – zumindest für Anlagen im Westen – ist auf diesem Weg erreicht worden: Unter den über 350 Leichtwasserreaktoren, die nach westlichem Design gebaut und nach westlicher Betriebspraxis betrieben werden, ereignete sich nur ein Unfall mit Kernschaden (Three Mile Island). Und sogar in diesem Fall ereignete sich keine gefährliche Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt. In den meisten Ländern, einschließlich Schweiz und Deutschland, ereignete sich keine Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt, die Grenzwerte des Normalbetriebs überschritten. Die kontinuierliche Weiterentwicklung der Sicherheitsphilosophie hat zu zusätzlichen Anforderungen an die Kraftwerke geführt. Ein neuer Satz Sicherheitsmaßnahmen wurde zum ursprünglichen Design hinzugefügt. Anlageninterne Unfallmanagementeinrichtungen können Kernschmelzen im unwahrscheinlichen Fall eines Versagens der Sicherheitssysteme verhindern, oder die Konsequenzen einer Kernschmelze substanziell abmildern.“

30 Kröger & Chang, 2006

31 Aus dem Englischen übersetzt von J. A.

Als sehr wichtig beurteilen Kröger und Chang ein Analysewerkzeug, das in den letzten 30 Jahren entwickelt wurde: „Die probabilistische Risikobewertung hat viele Anwendungen gefunden und nun einen Reifegrad erreicht, der es erlaubt, diese als zusätzlichen Weg in nuklearen Genehmigungsverfahren und Überwachung zu nutzen. Insbesondere kann dadurch wertvolle Einsicht in Reaktorsicherheitscharakteristiken und vorgesehene Veränderungen gewonnen werden. Probabilistische Sicherheitsanalysen produzieren mehr als numerische Ergebnisse, da sie sehr nützliche Einsichten in das Fortschreiten potentieller Unfallsequenzen gewähren, wie z.B. die Sensitivität der Ergebnisse auf die gemachten Annahmen. Die numerischen Ergebnisse wie die Kernschadenhäufigkeit und die Häufigkeit großer früher Freisetzungen sind mit Unsicherheit behaftet. Diese Unsicherheit wird wiedergegeben durch geeignete Wahrscheinlichkeitsverteilungen.“

Abschließend wird festgestellt: „(...) die Resultate erlauben eine vergleichende Beurteilung von Sicherheitsniveaus und eine Bewertung von Änderungen/ Weiterentwicklungen. Darüberhinaus können die erhaltenen Kernschadenhäufigkeiten und die Häufigkeit großer früher Freisetzungen mit den Zielwerten verglichen werden, wie es die IAEA empfiehlt. Es kann beobachtet werden, dass sogar alte Reaktoren Zielwerte für zukünftige Reaktoren erreichen können, wenn sie gut geführt und nachgerüstet werden. Vom Standpunkt der Nachhaltigkeit betrachtet sind Kernkraftwerke durch sehr niedrige CO₂ -Emissionen charakterisiert. Niedrige Risiken sind mit dem Normalbetrieb (kaum existierende schädliche Effekte von Betriebsfreisetzungen) und Unfällen (gemessen an der sehr geringen Häufigkeit ernster Unfälle) verbunden. Gleichwohl überhöht die „niedrige Wahrscheinlichkeit – schwere Konsequenzen Natur“ ernster Unfälle die Sorgen unter Experten und teilweise der Öffentlichkeit. Neue Designs wie z.B. der Europäische Druckwasserreaktor, reduzieren die Risiken und Wahrscheinlichkeiten katastrophaler Unfälle weiter, beziehungsweise schließen sie vollständig aus. Die Methode der probabilistischen Sicherheitsanalyse ist gut fortgeschritten, aber hat noch immer einige große Defizite. Sie sollte weiterentwickelt werden und ein Grundpfeiler im Konzept der risikofundierten Regulierung werden.“

Methods and Results of a PSA Level 2 for a German BWR of the 900 MWe Class (2006)³²

In dieser Studie aus dem Jahr 2006 haben sich Horst Löffler und Martin Sonnenkalb mittels einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) kritisch mit dem Sicherheitsstandard eines deutschen Siedewasserreaktors³³ (SWR bzw. BWR - boiling water reactor) der Baulinie 69 mit 900 Megawatt elektrischer Leistung (900 MWe) auseinandergesetzt.³⁴

Diese Studie ist das Ergebnis einer Probabilistischen Sicherheitsanalyse (Level 2) für einen Siedewasserreaktor der Baulinie 69. Das Kraftwerk hat eine elektrische Leistung von 900 Megawatt. Es ist mit einem Inertgas (Stickstoff, N₂) gefüllten Stahlbehälter und einem Druckabbausystem ausgerüstet. Deterministische Unfallanalysen wurden mit dem Computer-Code MELCOR durchgeführt. Zusätzliche Analysen wurden für Ereignisse und Phänomene erstellt, die nicht oder nicht zufriedenstellend durch MELCOR abgedeckt werden. Die probabilistische Ereignisbaum-Analyse beginnt mit Kernschadenzuständen, die mit einer PSA vom Level 1 ermittelt wurden und endet

32 Löffler & Sonnenkalb, 2006

33 Die Reaktoren Isar 1 und Philippsburg 1 sind (die einzigen) Linie 69 Siedewasserreaktoren mit 900 MWe.

34 Übersetzung aus dem Englischen von J. A.

mit der Definition von Auslöser-Kategorien und der Bestimmung ihrer Häufigkeit. Unsicherheiten über die Häufigkeit von Kernschadenzuständen und Ereignissen während des Unfallablaufs wurden mit Hilfe von Monte-Carlo-Simulationen berücksichtigt. Wenn ein Kernschadenzustand auftritt, gibt es eine hohe Wahrscheinlichkeit (>50 %) für eine sehr umfangreiche und rasante Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung. Diese hohe Wahrscheinlichkeit ist bedingt durch die sehr geringe Wahrscheinlichkeit, einen teilweise zerstörten Reaktorkern innerhalb des Reaktordruckbehälters zurückhalten zu können und weil das Reaktorgebäude nahezu mit Sicherheit versagt, wenn die Kernschmelze durch Versagen des Reaktordruckbehälters freigesetzt wird.

Zusammenfassend stellen die Autoren fest, dass die deterministischen und probabilistischen Ergebnisse zeigen, dass dieser Kraftwerkstyp kein signifikantes Potential hat, ein Containment-Versagen für den Fall eines Kernschmelzunfalls zu vermeiden, nachdem der Reaktordruckbehälter versagt hat und die Schmelze freigesetzt wurde. Das Eintreten eines Kernschmelzunfalls ist zwar unwahrscheinlich, aber mit großer Wahrscheinlichkeit treten bei einem solchen Unfall große und frühe Freisetzungen von radioaktiven Material auf.

Sicherheitsstatus deutscher Kernkraftwerke im internationalen Vergleich (2006)³⁵

Im Titel einer 2006 durchgeführten Fachtagung „Sicherheitsstatus deutscher Kernkraftwerke im internationalen Vergleich“ wird angekündigt, den Sicherheitsstand deutscher Kernkraftwerke mit internationalen Entwicklungen zu vergleichen und zu bewerten. Folgende Beiträge sind im Sitzungsbericht von Volker Noack abgedruckt:

1. Stand von Wissenschaft und Technik – ein deutsches Ideal im internationalen Vergleich.
2. WENRA-Schaffung einheitlicher europäischer Sicherheitsanforderungen.
3. Überblick des nach wie vor aktuellen Sicherheitskonzepts deutscher Kernkraftwerke.
4. Betriebsbewährung des Werkstoffkonzepts deutscher KKW im internationalen Vergleich.
5. Kerntechnischen Forschung in Deutschland.
6. Altanlagen, öffentliche Wahrnehmung und Realität.
7. Nachrüstungen, die in allen Kernkraftwerken, neueren wie älteren, getätigt wurden.
8. Fortentwicklung der Managementsysteme von Kernkraftwerken.

Die Durchsicht der acht Beiträge belegt, dass die im Titel angekündigte internationale Vergleichsperspektive nur selten ausführlicher verfolgt worden ist. In Beitrag 1 wird allerdings von Michael Micklinghoff betont, dass ältere *und* neuere deutsche Kernkraftwerke gleichermaßen die Schandenvorsorge nach Stand von Wissenschaft und Technik gewährleisten. Zugleich wird auf ähnliche Ansätze in den USA, Schweden und Finnland verwiesen.

Internationale Anforderungen zur Lebensdauererlängerung von Kernkraftwerken (2009)³⁶

35 Noack, 2006

36 Wernicke, 2009

Im Abstract wird die Fragestellung des Beitrags von Robert Wernicke so umrissen: „Dem Thema Lebensdauererlängerung oder langfristiger Betrieb von kerntechnischen Anlagen kommt vor dem Hintergrund einer Flotte von Kraftwerken, die häufig 2/3 der vorgesehenen Laufzeit erreicht haben, international eine große Bedeutung zu. Der vorliegende Artikel beschäftigt sich mit den Voraussetzungen und den konkreten Anforderungen an die Umsetzung eines langfristigen Betriebs von Kernkraftwerken, wie sie international und auf der Basis von Zusammenstellungen der IAEA gestellt werden. Ein langfristiger Anlagenbetrieb ist aus technischer Sicht für viele der weltweit existierenden Anlagen möglich, weil diese üblicherweise auf Grundlage konservativer Regelwerke errichtet wurden und damit signifikante zusätzliche Sicherheiten besitzen. Bei der Umsetzung der Anforderungen für die jeweilige Anlage ist eine sicherheitstechnische Bewertung vorzunehmen, die aufzeigt, dass aufgrund von Konservativitäten in der Auslegung Reserven vorhanden sind und damit ein angemessener Grad an Sicherheit auch im langfristigen Anlagenbetrieb existiert. Dazu sind die technischen Spezifikationen zu überarbeiten, die erforderlichen Ergänzungen vorzunehmen, und es sind (internationale) Betriebserfahrungen zu berücksichtigen sowie ein Alterungsmanagement zu etablieren. Abschließend wird an 2 Beispielen aufgezeigt, wie eine Umsetzung eines langfristigen Anlagenbetriebes auf nationaler Ebene erfolgt.“

In seinem Fazit hält der Verfasser fest: „Ein langfristiger Betrieb kerntechnischer Anlagen wird in verschiedenen Ländern umgesetzt. Die zu erfüllenden Anforderungen sind bekannt und betreffen im Wesentlichen eine sicherheitstechnische Bewertung des Anlagenzustandes, die Überarbeitung der technischen Spezifikationen einschließlich erforderlicher Ergänzungen, die Berücksichtigung von (internationalen) Betriebserfahrungen sowie insbesondere ein geeignetes Alterungsmanagement und eine Instandhaltung. Zusätzlich sind die Aspekte Wissensmanagement, Fachkunde des Personals, Altersstruktur, die Schaffung von erforderlichen Kapazitäten und Ressourcen sowie eine frühzeitige Etablierung und Umsetzung der Ereignisse von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben zu berücksichtigen. Für jedes der zu betrachtenden Kraftwerke ist eine anlagenspezifische Prüfung der Erfüllung der aufgeführten Anforderungen im Rahmen des nationalen, politischen und Rechtssystems erforderlich.“³⁷

Studie zu den Gefahren von Laufzeitverlängerungen (2009)³⁸

In ihrer Studie von 2009 kommt Oda Becker zu dem Schluss, dass von den älteren Reaktorlinien, also den Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 und den Druckwasserreaktoren der Baulinie 2, eine erhöhte Gefahr ausgeht. Zum einen aufgrund ihrer erheblich geringeren Sicherheitsauslegung, zum anderen durch Alterungsprozesse. Sie weist auch darauf hin, dass bei der Planung der Reaktoren äußere Gefahren wie Erdbeben und Terrorangriffe unterschätzt wurden. Zudem kritisiert sie die Sicherheitskultur als unzureichend:

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

37 Vgl. dazu auch Inagaki, 2009 sowie Scheider, 2010.

38 Becker, 2009

Auslegungsschwächen auf. Von der Atomindustrie wird häufig versichert, dass die älteren Reaktoren ständig nachgerüstet würden und so ein hohes Sicherheitsniveau aufweisen. In Deutschland gäbe es daher keine Altanlagen. Doch die Realität sieht anders aus: Aus technischen Gründen sind nicht alle Auslegungsdefizite überhaupt durch Nachrüstungen behebbar. Technisch mögliche Nachrüstungen werden aus wirtschaftlichen Gründen jedoch zum Teil nicht durchgeführt. Aber auch mit erfolgten Nachrüstungen werden die Altanlagen gerade einmal an den Stand von Wissenschaft und Technik „herangeführt“, erreichen aber nicht das eigentlich erforderliche Sicherheitsniveau. (...)“

Die Autorin betont weiterhin: „In einem aktuell durchgeführten Sicherheitsvergleich im Rahmen der beantragten Strommengenübertragung erwies sich bei 17 der untersuchten 23 sicherheitstechnisch relevanten Ereignisse und sonstigen Betriebs- und Auslegungsmerkmale die Altanlage (Neckarwestheim 1) gegenüber der Neuanlage (Neckarwestheim 2) als nachteilig. Grund waren vor allem die größeren sicherheitstechnischen Reserven zur Beherrschung eines Störfalls.

(...)Laut GRS wurden in den letzten Jahren jedoch wiederholt Ereignisse aus deutschen Atomkraftwerken gemeldet, die auf Mängel in der Organisation und/oder der Betriebsführung hinweisen, also auf Mängel in der Sicherheitskultur. (...) Viele dieser Fehler wurden zufällig gefunden und waren zum Teil schon lange vorhanden. Insofern muss davon ausgegangen werden, dass auch zurzeit nicht alle bestehenden Fehler bekannt sind, sondern erst bei einem Störfall bemerkt werden – im schlimmsten Fall durch den Ausfall der erforderlichen Sicherheitssysteme. Diese Gefahr betrifft alle Atomkraftwerke, das Bedrohungspotenzial ist für eine Altanlage aus den o. g. Gründen aber besonders groß.“

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

Elektrizität: Schlüssel zu einem nachhaltigen und klimaverträglichen Energiesystem (2010)³⁹

Die Autoren dieser umfangreichen Studie von 2010 weisen einleitend darauf hin, dass die EU-Kommission die Kernenergie als eine der größten Quellen praktisch CO₂-freier Energie in Europa bezeichnet und sie nicht als Brückentechnologie sieht, sondern als Komponente eines kohlenstoffarmen Energiesystems im Jahr 2050. Die EU-Kommission setzt sich deshalb nicht nur für die Lebensdauerverlängerung bestehender Kernkraftwerke ein, sondern auch für den Bau neuer Anlagen und die Entwicklung neuer Kraftwerkstypen der sogenannten „4. Generation“.⁴⁰ Die Auto-

39 Keilhacker & Bruhns, 2010

40 Bemerkung: Nicht zu verwechseln mit der 4. *Baulinie* der Druckwasserreaktoren (Konvoi). Diese gehören zur dritten Generation. Der neue europäische Druckwasserreaktor (EPR) wird häufig als „Generation III+“ bezeichnet.

ren betonen ebenso, dass das Intergovernmental Panel on Climate Change (IPCC) in seinem vierten Sachstandsbericht die Kernenergie als eine Technologie zur Eindämmung des Klimawandels anerkennt.

Die Autoren halten eine längere Laufzeit der deutschen Kernkraftwerke im Hinblick auf den Klimaschutz und eine kostengünstige Stromerzeugung für eine erwägenswerte Option und analysieren die Fragestellung, ob dies auch aus Sicht der Reaktorsicherheit vertretbar ist. Sie gehen davon aus, dass sich das Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke durch eine Analyse der meldepflichtigen Ereignisse aufzeigen lässt. Angeführt wird, dass es im gesamten Zeitraum von 18 Jahren der Anwendung der siebenstufigen INES-Skala in westdeutschen Kernkraftwerken keinen einzigen „ernsten Störfall“ (INES-Stufe 3) oder höher gab. Von den 2529 im Zeitraum 1991 bis 2007 gemeldeten Ereignissen wurden 74 als „Störung“ (INES-Stufe 1), d.h. einer „Abweichung vom normalen Betrieb der Anlage“ eingestuft und drei Ereignisse als „Störfall“ (INES-Stufe 2), also als „begrenzter Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen“. Alle anderen meldepflichtigen Ereignisse lagen unterhalb der INES-Skala auf Stufe 0, hatten also keine oder sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung.

Des Weiteren betonen die Autoren, dass die Abgabe von Radioaktivität über Abluft und Abwasser bei allen Kernkraftwerken regelmäßig bei einem Bruchteil der genehmigten Werte liege. Darüber hinaus müsse sich jedes Kraftwerk alle zehn Jahre einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) unterziehen, die die laufende Überwachung ergänzt und gemessen am neuesten Stand von Wissenschaft und Technik ggf. erforderliche Sicherheitsverbesserungen identifiziert. Ebenso wurde ein systematisches Alterungsmanagement eingeführt, durch welche Alterungsprozesse erfasst und überwacht werden.

Als Maßnahmen zur langfristigen Gewährleistung der Reaktorsicherheit kämen den Autoren zufolge in Frage: 1) Begutachtung der betrieblichen Sicherheit durch internationale Teams von Fachleuten, 2) Überprüfung der Anlagen auf Modernisierungsbedarf, 3) Überprüfung der Intervalle für Wiederholungsprüfungen an Schweißnähten zur Kontrolle auf Materialermüdung. Mit diesen Maßnahmen sei eine längere Lebensdauer der bestehenden Kernkraftwerke unter dem Aspekt der Reaktorsicherheit vertretbar.

Risiken alter Kernkraftwerke (2010)⁴¹

Wolfgang Renneberg kommt in seiner Analyse der Risiken alter Kernkraftwerke von 2010 zu dem Schluss, dass die Druckwasserreaktoren der zweiten Baulinie⁴² konzeptionell veraltet sind und der Betrieb dieser Anlagen im Vergleich mit Anlagen der Baulinie⁴³ risikoreicher ist (siehe Studie Seite 22 und 26). Er bezieht sich dabei auf einen Sicherheitsvergleich zwischen den KKW Emsland und Biblis A, sowie Neckarwestheim 1 und 2, der aufgrund des Antrags der Betreiber

41 Renneberg, 2010

42 Biblis-A, Biblis-B, Neckarwestheim 1 und Unterweser.

43 Neckarwestheim 2, Emsland, Isar 2.

auf Strommengenübertragung durchgeführt worden war. Als ebenfalls konzeptionell veraltet bezeichnet der Autor die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69⁴⁴.

Der Autor weist darauf hin, dass die von Seiten der Betreiber genannte Nachrüstung und Runderneuerung alte Anlagen nicht auf ein den neuen Anlagen vergleichbares Sicherheitsniveau bringen könne, da konzeptionelle Sicherheitsnachteile bestehen blieben. Er prognostiziert, dass bei einem systematischen Vergleich dieser Anlagen mit neueren die Mängel offen zu Tage treten würden, weshalb die Betreiber und die Bundesländer diesen Vergleich seit 2009 entschieden ablehnten.

In seinen Schlussfolgerungen hält Renneberg fest: „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 mit verursacht 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.“

Zusammenfassend wird betont: „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.“⁴⁵

4. Einzelaspekte

Einfluss des „Faktors Mensch“ auf die Sicherheit von Kernkraftwerken (2002)⁴⁶

In dieser Studie aus dem Jahr 2002 wird innerhalb der überwiegend technisch orientierten Sicherheitsdebatte die Bedeutung des „Faktor Mensch“ herausgestellt. Im Fazit der Studie heißt es:

44 Brunsbüttel, Krümmel, Philippsburg 1 und Isar 1.

45 Vgl. zu diesem Thema auch Mohr et al., 2010 sowie Zink, 2010.

46 Bähr et al., 2002

„Aufgrund des weitreichenden Einflusses des Menschen auf die Anlagensicherheit ist die Berücksichtigung menschlicher Handlungen bei der Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken unerlässlich. Die derzeitige Beschränkung der menschlichen Zuverlässigkeitsanalyse auf geplante Handlungen, die alle Handlungen in nicht planbaren Situationen, nicht vorgeplante menschliche Handlungsweisen sowie die Einflüsse von Organisation und Management, d.h. die Sicherheitskultur der Anlage, unberücksichtigt lässt, führt zu Ergebnissen der probabilistischen Sicherheitsanalyse, die die Bedeutung des menschlichen Faktors in unangemessener Weise vernachlässigen. Quantitative Aussagen über die Wahrscheinlichkeiten schwerer Kernschäden bzw. das Risiko von Freisetzungen radioaktiver Stoffe sind daher zur Beschreibung der Sicherheit von Kernkraftwerken unter Berücksichtigung des Einflusses des „Faktors Mensch“ nicht geeignet und können zu Fehleinschätzungen führen.“

Bestehende Kernkraftwerke und neue Sicherheitsanforderungen – Ein internationaler Vergleich (2006)⁴⁷

In dieser rechtswissenschaftlichen Publikation von Christian Raetzke und Michael Micklinghoff von 2006 geht es zentral darum, wie im Ausland (Schweiz, Frankreich, Schweden, Finnland, Großbritannien, USA, Spanien, Belgien) die Frage nach dem Sicherheitsstandard bestehender Anlagen, nach Bestandsschutz und Nachrüstung beantwortet wird und wie sich dies in einem Vergleich mit Deutschland darstellt. Dabei wird auch das System von Genehmigung und Aufsicht der jeweiligen Länder allgemein untersucht und dargestellt. Ein wertender Vergleich der jeweiligen Sicherheitsstandards bleibt auch in dieser juristischen Publikation ausgeklammert, wenn abschließend angemerkt wird:

„(Es war) (...) nicht Zweck dieser Untersuchung, mehr zu leisten als eine möglichst getreue Darstellung darüber, wie die betrachteten Länder mit der Frage umgehen, in welchem Maße neue Anforderungen an bestehende Anlagen gestellt werden dürfen.“ Allerdings findet sich ein Hinweis auf den „im internationalen Vergleich weiterhin sehr hohen Sicherheitsstandard der deutschen Kernkraftwerke“ (S. 247). Diese in der Fachliteratur häufiger zu lesende Feststellung wird jedoch in aller Regel nicht näher erläutert oder belegt. Gleiches gilt allerdings für die ebenfalls des Öfteren zu findende Behauptung des Gegenteils.

Verstopfung der Sumpfansaugsiebe durch abgelöstes Isolationsmaterial (2006)⁴⁸

In diesem Fachbeitrag von Michael Maqua von 2006 wird auf den Vorfall im schwedischen Atomkraftwerk Barsebäck 2 eingegangen, der 1992 ein zuvor weniger beachtetes Sicherheitsproblem ausgelöst hat. In seiner Zusammenfassung hält der Autor fest:

„Die potentielle Behinderung der Nachkühlung nach einem Kühlmittelverluststörfall durch Verstopfung der Ansaugsiebe im Sumpf und der Kondensationskammer durch abgelöstes Isoliermaterial ist seit Mitte der 70er Jahre bekannt. Aber erst nach dem Ereignis in Barsebäck-2 im Jahr

47 Raetzke & Micklinghoff, 2006

48 Maqua, 2006

1992 wurden international umfangreiche Untersuchungen durchgeführt, um die mit der Freisetzung von Isoliermaterial verbundenen Phänomene zu verstehen. Als erste Länder führten Schweden und Finnland kurz nach dem Ereignis weit reichende Abhilfemaßnahmen durch. In den meisten anderen Ländern erfolgte die Umsetzung von Maßnahmen erst Jahre später (vorrangig in Siedewasserreaktoren). Die Umsetzung ist für Druckwasserreaktor-Anlagen noch nicht abgeschlossen. Neue Untersuchungen zeigen weitere sicherheitstechnisch wichtige Phänomene im Zusammenhang mit der Verstopfung von Ansaugsieben durch Isoliermaterial.“

Analyse des Bedrohungspotenzials „gezielter Flugzeugabsturz“ am Beispiel der Anlage Biblis-A (2007)⁴⁹

Seit den Ereignissen des 11. September 2001 ist die Gefahr gezielter Flugzeugabstürze verstärkt ins Blickfeld der Reaktorsicherheitsdiskussion gerückt. Die Autoren der hier behandelten Studie, Christoph Pistner und Christian Küppers, unterscheiden in der Zusammenfassung zwischen dem Bedrohungspotential älterer und neuerer Reaktoren: „Bei neueren deutschen Anlagen besteht aufgrund der vorhandenen Auslegung gegen den Absturz einer schnellfliegenden Militärmaschine ein hoher Schutz auch gegenüber dem Aufprall eines zivilen Großflugzeugs. Dabei kann jedoch auch bei diesen Anlagen nicht für alle Flugzeugklassen und Aufprallgeschwindigkeiten eine Beherrschung des Ereignisses nachgewiesen werden. Insbesondere bzgl. der möglichen Folgeschäden aufgrund von induzierten Erschütterungen im Inneren der Anlage bestehen hier Ungewissheiten, die eine sichere Aussage zur Beherrschbarkeit eines solchen Ereignisses verhindern.“

Demgegenüber wird der weniger hohe Schutz gegen entsprechende terroristische Angriffe bei den früher gebauten Reaktoren herausgestellt: „Bei den ältesten, nicht explizit gegen Flugzeugabsturz ausgelegten Kernkraftwerken, zu denen die Anlage Biblis-A zählt, ist bei realistisch möglichen Absturzszenarien eine großflächige Zerstörung des Reaktorgebäudes nicht sicher ausgeschlossen. Durch Trümmer und Wrackteile sowie Treibstoffbränden kommt es zu weiteren Folgeschäden an der Anlage. Diese können dazu führen, dass sich ein durch die verbleibenden Sicherheitssysteme nicht mehr beherrschbarer Unfallablauf ergibt. In der Folge kann es zu einer Kernschmelze kommen. Aufgrund der Zerstörung des Reaktorgebäudes und des Sicherheitsbehälters bereits durch den Flugzeugeinschlag kommt es dann zu einer frühzeitigen Freisetzung großer Mengen Radioaktivität in die Umgebung der Anlage.“⁵⁰

Epidemiologische Studie zu Kinderkrebs in der Umgebung von Kernkraftwerken (2007)⁵¹

49 Pistner & Küppers, 2007

50 Vgl. auch Kuhn & Neuneck, 2005.

51 Kaatsch et al., 2007

Ein weiteres Thema im Kontext der Debatte um die Sicherheit deutscher Kernkraftwerke ist die Frage nach der Häufigkeit von Krebserkrankungen bei Kindern in der Umgebung von Kernkraftwerken. Hierzu wurde 2007 von Peter Kaatsch und weiteren Autoren eine eingehende *Epidemiologische Studie* durchgeführt. Dort wird u. a. festgehalten: „Unsere Studie hat bestätigt, dass in Deutschland ein Zusammenhang zwischen der Nähe der Wohnung zum nächstgelegenen Kernkraftwerk zum Zeitpunkt der Diagnose und dem Risiko, vor dem 5. Geburtstag an Krebs (bzw. Leukämie) zu erkranken, beobachtet wird. Diese Studie kann keine Aussage darüber machen, durch welche biologischen Risikofaktoren diese Beziehung zu erklären ist. Die Exposition gegenüber ionisierender Strahlung wurde weder gemessen noch modelliert. Obwohl frühere Ergebnisse mit der aktuellen Studie reproduziert werden konnten, kann aufgrund des aktuellen strahlenbiologischen und epidemiologischen Wissens die von deutschen Kernkraftwerken im Normalbetrieb emittierte ionisierende Strahlung grundsätzlich nicht als Ursache interpretiert werden. Ob Confounder⁵², Selektion oder Zufall bei dem beobachteten Abstandstrend eine Rolle spielen, kann mit dieser Studie nicht abschließend geklärt werden.“

Eine 2008 erschienene Publikation von Bernd Grosche und weiteren Autoren setzt sich kritisch mit der genannten Studie auseinander und kommt zu dem Schluss:⁵³ „Zusammengefasst kann festgestellt werden, dass das Risiko für Kinder unter 5 Jahren, an Krebs und insbesondere Leukämie zu erkranken, zunimmt, je näher ihr Wohnort an einem Kernkraftwerksstandort liegt. Dieser Effekt ist stabil gegenüber unterschiedlichen Sensitivitätsanalysen. Es gibt keine Hinweise darauf, dass Einflüsse anderer Risikofaktoren den beobachteten Risikoanstieg erklären könnten. Strahlung kann aufgrund der Ergebnisse der KiKK-Studie als Risikofaktor für die beobachtete erhöhte Zahl von Erkrankungen grundsätzlich nicht ausgeschlossen werden. Aufgrund der deutlichen Abhängigkeit des Risikos von der Entfernung zu den Standortender Kernreaktoren gibt es Hinweise auf mögliche Zusammenhänge, aber keine Beweise.“⁵⁴

Schutz deutscher Kernkraftwerke gegen Cyber-Angriffe (2010)

Eine neue Dimension der Bedrohung der Sicherheit von Kernkraftwerken bilden sog. „Cyber-Attacken“ durch Computer-Schadprogramme. Angeregt durch das aktuelle Schadprogramm „Stuxnet“, welches offenbar speziell zum Sabotieren von Siemens-Software zur Steuerung von industriellen Großanlagen programmiert wurde, wird in jüngsten Publikationen die Frage diskutiert, ob es möglich ist, durch einen gezielten „Cyber-Angriff“ einen Störfall oder Unfall in einem Kernkraftwerk auszulösen.

52 Unter einem Confounder versteht man innerhalb epidemiologischer Studien einen nicht erfassten und daher nicht kontrollierbaren Störfaktor.

53 Grosche et al., 2008

54 Vgl. zu diesem Thema auch www.bfs.de/de/kerntechnik/kinderkrebs/Qualitaetspruefung_KiKK.html

Die Siemens-Software, auf die Stuxnet abzielt, wird für verschiedene Aufgaben in der Prozesssteuerung auch in deutschen Kernkraftwerken eingesetzt. Die Schadsoftware kann das Reaktorschutzsystem in den deutschen Kernkraftwerken jedoch nicht beeinträchtigen.⁵⁵ In allen deutschen Anlagen wird das Reaktorschutzsystem nicht über softwarebasierter Technik, sondern über festverdrahtete Technik (Analog-Technik) angesteuert. Bislang ist der Gesellschaft für Reaktorsicherheit keine deutsche Anlage bekannt, die mit der Schadsoftware Stuxnet infiziert ist.

Das Sicherheitsunternehmen Symantec⁵⁶ geht davon aus, dass Stuxnet auf bestimmte Motoren angesetzt war, die etwa zur Urananreicherung verwendet werden könnten. Es sei gelungen, den Zweck des gesamten Stuxnet-Codes zu interpretieren, teilt die Firma auf ihrer Website mit. Stuxnet sei darauf ausgerichtet, die Steuerung von Frequenzumrichter zu manipulieren, die die Motordrehzahl vorgeben. Das Schad-Programm zielt den Erkenntnissen zufolge auf Anlagen mit einer besonderen Kombination von Komponenten und Merkmalen. Stuxnet greift nur auf Umrichter zweier bestimmter Hersteller zu, von denen einer in Finnland und der andere in der iranischen Hauptstadt Teheran ansässig ist, so Symantec. Die Manipulation erfolgt nur dann, wenn die Umrichter in einem bestimmten Frequenzbereich arbeiten. Stuxnet ändert die Ausgangsfrequenz und damit die Arbeitsdrehzahl der Motoren für kurze Intervalle über einen Zeitraum von Monaten. Damit wird der industrielle Prozess sabotiert, für den die Motoren eingesetzt werden.

5. Resümee

Fasst man die Ergebnisse der vorhergehenden Analysen zum Fachdiskurs über die Sicherheit deutscher Kernkraftwerke im vergangenen Jahrzehnt zusammen, so lassen sich fünf zentrale Aspekte unterscheiden:

1. Die Diskussion des komplexen Themas „Reaktorsicherheit“ ist im vergangenen Jahrzehnt um neue Aspekte erweitert worden. Hier sind zunächst die Erfahrungen des 11. September 2001 zu nennen. Durch die Gefahr von gezielten Abstürzen entführter Flugzeuge wurde im Hinblick auf die Sicherheit von Kernreaktoren eine neue Dimension der Gefährdung deutlich. Sie erfordert veränderte Sicherheitsmaßnahmen, deren Effektivität in der Fachwissenschaft unterschiedlich bewertet wird. Ein zweites neues Thema bildeten die Diskussionen um das erhöhte Krebsrisiko bei Kindern, die in der Nähe von Atomkraftwerken aufwachsen. Epidemiologische Studien konnten eine erhöhte Krebsrate für Kinder unter fünf Jahren mit wohnortnahe Kernkraftwerk nachweisen. Allerdings ist kein strahlenbiologischen Wirkungszusammenhang bekannt, der bei gegebener Einhaltung der Grenzwerte diese Korrelation erklären kann. Es handelt sich also um eine wissenschaftlich weder überzeugend belegte noch widerlegte Frage. Schließlich ist durch den Einsatz von Computer-Schadprogrammen 2010 eine wiederum neue Bedrohung der Sicherheit hervor getreten.

2. Nicht nur für die genannten Aspekte gilt, dass in der Sicherheitsdebatte fast durchgängig der fachliche Dissens regiert. Auch in vielen anderen Fragen kommen die Verfechter ‚sicherer‘ Reaktoren und die Kritiker ‚unsicherer‘ Reaktoren kaum einmal zu einem gemeinsamen Ergebnis.

55 GRS, 2010

56 Falliere et al., 2010

Diese Gegensätzlichkeit der Auffassungen ist keineswegs auf den internationalen Vergleich beschränkt. Ebenso zeigen sich bei der Beurteilung der nationalen Reaktoren konträre Auffassungen. Unter den hier referierten Studien wird die geringere Sicherheit älterer deutschen Kernkraftwerke gegenüber neueren Reaktoren ebenso vertreten (Löffler & Sonnenkalb 2006, Becker 2009, Renneberg 2010) wie dieser Auffassung widersprochen wird (Werner 1993, Micklinghoff, 2006, Kröger & Chang 2006).

3. Gerade wegen dieser gegensätzlichen Auffassungen sticht ins Auge, dass in vielen Studien eine Auseinandersetzung mit der jeweils anderen Sichtweise kaum stattfindet. Ein wissenschaftlicher Diskurs im engeren Sinne wird kaum einmal geführt. Charakteristisch ist die ausführliche Darlegung der eigenen Sichtweise, der aber nur selten ein differenzierteres Eingehen auf die Argumente der Gegenseite folgt. Eine kritische Verarbeitung bereits vorliegender Forschungsergebnisse ist zumindest in grundsätzlicheren Fragen nicht die Regel. Auch Forschungsüberblicke bzw. Reviews von Büchern und Aufsätzen zur Sicherheitsproblematik sind im behandelten Zeitraum schwer zu finden.

4. Besonders bemerkenswert ist das Fehlen von differenzierteren Vergleichsstudien. Es liegt auf der Hand, dass die Frage nach der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke nur unter einer Vergleichsperspektive seriös beantwortet werden kann – sowohl im internationalen wie im nationalen Bereich. Gleichwohl haben sich nur wenige vergleichende Studien nachweisen lassen, die zudem meist wenig konkret werden und deshalb nur selten greifbare Ergebnisse liefern. Neben der bereits erwähnten Struktur des Fachdiskurses dürften die Gründe darin liegen, dass vor solchen Vergleichen unterschiedlicher Reaktoren zunächst einmal die Parameter entsprechender Bewertungen geklärt werden müssten. Die Frage, ob ein bestimmter Reaktortyp ‚sicherer‘ ist als ein anderer, kann bei unterschiedlichen Kriterien sehr verschieden beantwortet werden. Die Studien von Werner (1993) und Heuss (2005) belegen, wie schwierig diese Vergleiche sind: Stets sind eine Fülle von Besonderheiten der einzelnen Reaktoren zu berücksichtigen, die allenfalls partielle Vergleichsergebnisse zulassen.

Die logische Konsequenz dieses Sachverhaltes wäre, in der wissenschaftlichen Fachdiskussion gemeinsame Parameter zu erarbeiten, unter denen dann eine vergleichende Bewertung vorgenommen würde. Ein solcher Diskussionsprozess findet jedoch in der jüngeren Fachdebatte überraschenderweise kaum statt. Das kann mit der beschriebenen Eigenart des fachwissenschaftlichen Diskurses zusammen hängen, könnte aber auch andere Gründe haben. Schließlich würde eine Einigung auf verbindliche Kriterien bereits die Beantwortung der Frage nach der Sicherheit von Kernkraftwerken vorwegnehmen. In diese Richtung weist ebenso der Umstand, dass es weder national noch international anerkannte Rankings zur Sicherheit von Kernkraftwerken gibt. Auch solche Rankings setzen gemeinsame Kriterien voraus, nach denen entschieden wird, welche Aspekte einbezogen werden und wie sie gewichtet werden sollten. Dies erfordert sachlich komplexe Entscheidungen, die pauschale Aussagen schwierig machen. So kann ein Reaktor einem anderen in bestimmten Aspekt überlegen sein (z. B. Schutz gegen Flugzeugabsturz), in weiteren Aspekten (z.B. Stillstandsbetrieb) vermag es sich aber umgekehrt verhalten. Die oft gegensätzlichen Beurteilungen der Sicherheit von Kernkraftwerken hängt ursächlich damit zusammen, dass jeweils unterschiedliche Kriterien herangezogen werden. Um einen wissenschaftlich seriösen Vergleich durchführen zu können, wäre also eine Einigung auf die relevanten Beurteilungskriterien notwendig. Die Diskussion um diese Kriterien findet jedoch bislang kaum statt.

5. Die vielleicht wichtigste Erkenntnis der Analyse des Fachdiskurses über die Sicherheit von Kernkraftwerken ist deshalb wohl die, dass auch die Wissenschaft diese hochkontroverse Frage nicht grundsätzlich oder gar ‚objektiv‘ klären kann. Vielmehr kann sich jede politische Haltung zur Kernenergie auf fachwissenschaftliche Ergebnisse berufen, der die konträre Auffassung gegensätzliche Resultate entgegen stellen kann. Insofern erscheint der aktuelle fachwissenschaftliche Ertrag zum Themenfeld „Sicherheit deutscher Kernkraftwerke“ als wenig geeignet, daraus eine umfassende Beurteilung der Sicherheitsproblematik abzuleiten.

6. Quellen/ Literatur

Andrae, Peter Erik. Dissertation RWTH Aachen, 2002.

Untersuchungen zur Realisierung von Corecatchern. (Diss_Andrae_2002.pdf)

Bähr, Roland; Kallenbach-Herbert, Beate; Kurth, Stephan. Einfluss des „Faktors Mensch“ auf die Sicherheit von Kernkraftwerken, 2002. (OekInst_GP-Schweiz_2002.pdf)

Becker, Oda. Studie zu den Gefahren von Laufzeitverlängerungen, 2009. (BUND_Becker_2009.pdf)

Falliere, Nicolas; Murchu, Liam O.; Chien, Eric. W32.Stuxnet Dossier, 2010. (Stuxnet_Dossier.pdf)

Grosche, Bernd; Jung, Thomas; Weiss, Wolfgang. Häufigkeit von Krebs bei Kindern in der Umgebung von Kernkraftwerken. Internationale Zeitschrift für Kernenergie – atw 53. Jg. Heft 3, 2008. (atw_KiKK_2008.pdf)

Hahn, Lothar. Erläuterungen zur Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Öko-Mitteilungen Heft 2, 1990.

Heuss, Ruth, Dissertation RWTH Aachen 2005.

Thermisches Versagen von Reaktordruckbehältern bei extremen Störfällen in Druckwasserreaktoren-Analyse und Verbesserungsvorschläge. (Diss_Heuss_2005.pdf)

Inagaki, Takeyuki (IAEA). Proactive Management of Ageing for Nuclear Power Plants. Safety Reports Series No. 62, Vienna, 2009. (IAEO_SafeRep62_2009.pdf)

Kaatsch, Peter; Spix, Claudia; Schmiedel, Sven; Schulze-Rath, Renate; Mergenthaler, Andreas; Blettner, Maria. Epidemiologische Studie zu Kinderkrebs in der Umgebung von Kernkraftwerken 2007. (KiKK_Studie_2007.pdf)

Keilhacker, Martin; Bruhns, Hardo. (Redaktion). Elektrizität: Schlüssel zu einem nachhaltigen und klimaverträglichen Energiesystem. Studie der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, 2010. (DPG_Elektrizitaet_2010.pdf)

Kröger, Wolfgang; Chang, Sang-Lung. Reflexions on Current and Future Nuclear Safety. Internationale Zeitschrift für Kernenergie – atw 51. Jg. Heft 7, 2006. (atw_Kroeger_2006.pdf)

Kugeler, Kurt. Gibt es den katastrophenfreen Kernreaktor? Physikalische Blätter 57, Nr. 11, 2001. (DPG_PhysB_Kugeler_2001.pdf)

Kugeler, Kurt. Vorlesungsskript Reaktorsicherheit (2005), Lehrstuhl für Reaktorsicherheit und -technik, RWTH Aachen (Kugeler_Skript_RSH.pdf).

Kuhn, Jan; Neuneck, Götz. Terrorgefahr und die Verwundbarkeit moderner Industriestaaten. Wie gut ist Deutschland vorbereitet? 2005. (Boell_IFAR_2005.pdf)

(Kunisch, Harald), GRS empfiehlt Vorbeugung gegen Schadsoftware Stuxnet, 2010. (GRS_stuxnet_2010.pdf)

Löffler, Horst; Sonnenkalb, Martin. Methods and Results of a PSA Level 2 for a German BWR of the 900 MWe Class, 2006. (GRS_Loeffler_2006.pdf)

Maqua, Michael. Vortrag, Aktuelle Themen der Reaktorsicherheitsforschung in Deutschland, 2006. (Maqua_GSR_Barsebaeck.pdf)

Mohr, Simone; Kurth, Stephan; Pistner, Christoph. Mögliche Sicherheitsdefizite im Kernkraftwerk Biblis B., 2010. (OekInst_Bibilis_BMU_2010.pdf)

Noack, Volker. Jahrestagung Kerntechnik, Sitzungsbericht zur Fachsitzung „Sicherheitsstatus deutscher Kernkraftwerke im internationalen Vergleich“, 2006. (JTKT_sicherh_2006.pdf)

Orth, Karlheinz. Sind die deutschen Kernkraftwerke sicher? 2001. (Orth_EnerFakt_2001.pdf)

Pistner, Christoph; Küppers, Christian. Analyse des Bedrohungspotenzials „gezielter Flugzeugabsturz“ am Beispiel der Anlage Biblis-A., 2007. (Eurosol_OekInst_Pistner_2007.pdf)

Raetzke, Christian; Micklinghoff, Michael. Bestehende Kernkraftwerke und neue Sicherheitsanforderungen – Ein internationaler Vergleich, 2006.

Rasmussen, Norman C.; et al. WASH-1400: Reactor Safety Study, an Assessment of Accident Risk in US Commercial nuclear power plants, NUREG -75/014, 1975.

Renneberg, Wolfgang. Risiken alter Kernkraftwerke, 2010. (B90Gr_Renneberg_2010.pdf)

Riester, Adolf. Dissertation TU Berlin, 2009.
Baugeschichte der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland. (Diss_Riester_2009.pdf)

Schneider, Horst. Die Sicherheit verbessernde Nachrüstungen von Kernkraftwerken oder Stilllegungen? Internationale Zeitschrift für Kernenergie – atw 55. Jg. Heft 7, 2010. (atw_Schneider_2010.pdf)

Tromm, Walter. Nukleare Energieforschung 2009, Forschungszentren und Hochschulen, Internationale Zeitschrift für Kernenergie – atw 54. Jg., Heft 4, 2010.

Weil, Leopold. Globale Reaktorsicherheit: Sind Stand und Entwicklung verlässlich einschätzbar? Internationale Zeitschrift für Kernenergie – atw 49. Jg. Heft 5, 2004.

Werner, W. (GRS) Results of Recent Risk Studies in France, Germany, Japan, Sweden and the United States, 1993.

Wernicke, Robert. Internationale Anforderungen zur Lebensdauererlängerung von Kernkraftwerken, Internationale Zeitschrift für Kernenergie – atw 54. Jg. Heft 11, 2009.

Zink, Markus. Wie lange können Kernkraftwerke sicher betrieben werden? 2010. (Zink_EnerFakt_2010.pdf)

Deutsche Risikostudie:

Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke (Phase A), Studie der Gesellschaft für Reaktorsicherheit im Auftrag des Bundesministerium für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland 1979.

Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke (Phase B), Studie der Gesellschaft für Reaktorsicherheit im Auftrag des Bundesministerium für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland 1989. (Risikostudie_Phase_B.pdf)

Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke (Phase B). Eine zusammenfassende Darstellung. Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Verlag TÜV Rheinland 1989.

Arbeiten der Wissenschaftlichen Dienste:

██████████ Kernenergie in der Diskussion – Argumente in der aktuellen Debatte, 2009.
██████████

██████████ Sicherheit von Kernkraftwerken vor Flugzeugabstürzen, 2006.
██████████

██████████ Szenarien von Angriffen gegen Nuklearanlagen, 2006. ██████████