



Risiko Restlaufzeit

Die Probleme und Schwachstellen der vier ältesten deutschen Atomkraftwerke

Schwerpunkt Bunsbüttel

GREENPEACE

Erstellt für Greenpeace Deutschland
Helmut Hirsch, Oda Becker
Hannover, Juli 2005

V.i.S.d.P. Thomas Breuer, Greenpeace e.V., Große Elbstr. 39, 22767 Hamburg, mail@greenpeace.de, www.greenpeace.de
Stand 8/2005
Fotos: Greenpeace/Staub, Greenpeace/Soulas , Greenpeace/Langer
Grafiken: Ricke Penaranda

Inhalt:

Einleitung: Was haben die vier Reaktoren Biblis A, Biblis B, Brunsbüttel und Neckarwestheim-1 gemeinsam?	4
Die Probleme von Brunsbüttel	11
Wie gefährlich ist der Betrieb?	11
Die Wasserstoffexplosion 2001	12
Immer wieder Probleme und Pannen	14
Auslegungsschwäche Sicherheitsbehälter	16
Verwundbarkeit gegenüber Terrorangriffen	16
Anhang:	
Der Betriebsindikator (BI)	17
Glossar	18
Quellenangaben	22

Einleitung

Was haben die vier Reaktoren Biblis A, Biblis B, Brunsbüttel und Neckarwestheim-1 gemeinsam?

1. Die Vier sind die ältesten noch in Betrieb befindlichen Atomkraftwerke in Deutschland.

Biblis A und B, Brunsbüttel und Neckarwestheim-1 haben den kommerziellen Betrieb in den Jahren 1975 – 1977 aufgenommen. Als älteste Atomkraftwerke, die noch laufen, wären sie auch die nächsten, die gemäß der Atomgesetznovelle vom April 2002 abgeschaltet werden müssten. Mit dieser Gesetzesnovelle wurde unter der rot-grünen Bundesregierung das Auslaufen der Atomenergie in Deutschland geregelt.

Auf der Grundlage der im Atomgesetz festgelegten Stromkontingente, die von jedem Reaktor noch erzeugt werden dürfen, bevor die Betriebsgenehmigung erlischt, kommt Greenpeace zu folgender Prognose für die Stilllegung der vier ältesten Anlagen:

- | | |
|--------------------|------|
| ➤ Biblis A | 2008 |
| ➤ Biblis B | 2008 |
| ➤ Neckarwestheim-1 | 2008 |
| ➤ Brunsbüttel | 2009 |

Diese Prognose basiert auf der Annahme, dass die Reaktoren in den kommenden Jahren jeweils die Strommenge erzeugen, die sie im Durchschnitt in den Jahren 2000 bis 2004 erzeugt haben. Es ist möglich, dass Störfälle und ungeplante Stillstände die Stilllegungszeitpunkte weiter in die Zukunft verschieben.

Sollte es bei den zwischen 2000 und 2004 häufig abgeschalteten Reaktoren Brunsbüttel und Biblis A in den nächsten Jahren nicht zu größeren Störfällen kommen, ist es auch möglich, dass diese beiden Anlagen ihr Stromkontingent schon etwas früher ausgeschöpft haben.

Das Atomgesetz erlaubt auch die Übertragung von Strommengen zwischen Atomkraftwerken. Dadurch können sich die Laufzeiten ebenfalls verlängern - wie am Beispiel des AKW Obrigheim bereits durchexerziert.

2. Die Vier sind den ältesten noch laufenden Reaktortypen zuzurechnen; diese weisen besondere Schwachstellen auf.

Um die Sicherheit von Atomanlagen (so weit wie möglich) zu gewährleisten, ist im kerntechnischen Regelwerk festgeschrieben, Sicherheitssysteme (z.B. *Nachkühlung*, *Notkühlung*¹, Notstromversorgung, Sicherheitsventile) nach den in der folgenden Grafik beschriebenen Grundsätzen auszulegen.

Sicherheitsgrundsätze in der Kerntechnik

<p>QUALITÄTSSICHERUNG</p> <p>THEORIE: Bei der Auswahl der Werkstoffe und ihrer Verarbeitung werden eine Vielzahl von Kontrollen vorgenommen. Während des Reaktorbetriebes sind laufende Kontrollen vorgeschrieben.</p> <p>PRAXIS: Kontrollen werden zunehmend aus Kostengründen reduziert.</p> <p>FAIL-SAFE</p> <p>fail (engl.) = versagen. safe (engl.) = sicher, gefahrlos</p> <p>Soweit eine technische Realisierung möglich ist, wird die Reaktoranlage bei Ausfällen automatisch in einen sicheren Zustand überführt.</p>	<p>DIVERSITÄT</p> <p>Da auch mehrfach vorhandene gleichartige Sicherheitssysteme aus der gleichen Ursache (z.B. Konstruktionsfehler) versagen können, werden für den gleichen Zweck technisch unterschiedliche Einrichtungen vorgesehen.</p>	<p>ENTMASCHUNG</p> <p>THEORIE: Damit ein ausfallendes Sicherheitssystem das Nachbarsystem nicht beeinträchtigt, besitzen sie keine gemeinsamen Komponenten. Außerdem werden sie räumlich getrennt und baulich besonders geschützt angeordnet.</p> <p>PRAXIS: Bei älteren Reaktoren werden diese Standards nur zum Teil eingehalten.</p>
<p>KONSERVATIVE AUSLEGUNG</p> <p>THEORIE: An vielen Stellen der gesamten Reaktoranlage sind sog. Auslegungsreserven vorgesehen.</p> <p>PRAXIS: Durch nachträgliche Erhöhung der thermischen Reaktorleistung werden diese Reserven zur Zeit verkleinert.</p>	<p>AUTOMATISCHE LEITTECHNIK</p> <p>Bei einer auftretenden Störung arbeitet das Reaktorsicherheitssystem selbstständig und läßt sich durch ein möglicherweise falsches Verhalten des Betriebspersonals nicht stören.</p>	<p>REDUNDANZ</p> <p>THEORIE: Wichtige Sicherheitssysteme werden mehrfach (redundant) angeordnet. Es sind mindestens zwei Systeme mehr vorhanden (n+2), als für die eigentliche Funktion benötigt werden.</p> <p>PRAXIS: Beim AKW Biblis spart der Betreiber RWE sich die zusätzliche Notstandswarte bis heute.</p>



© GREENPEACE

Grafik in Anlehnung an Informationskreis Kernenergie

Laut Atomgesetz sind die Betreiber von Atomanlagen verpflichtet, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zum Schutz von Leben und Gesundheit „erforderliche Vorsorge“ gegen Schäden zu gewährleisten. Von Politik und Atomindustrie wird öffentlich gerne suggeriert, die deutschen Atomkraftwerke würden dynamisch immer auf dem neuesten Stand gehalten – sprich, wenn der Stand von Wissenschaft und Technik sich ändere, würden alle Reaktoren sofort nachgerüstet.

Die Realität sieht anders aus. In der Praxis gibt es erhebliche Spielräume bei der Interpretation der gesetzlichen Regelungen: Was ist „erforderlich“? In wie weit

¹ Kursiv gedruckte Begriffe sind in einem Glossar im Anhang erläutert.

müssen Altanlagen nachgerüstet werden? Solche Fragen werden zwischen Atomaufsicht und Betreibern meist hinter verschlossenen Türen (oft kontrovers) diskutiert und verhandelt.

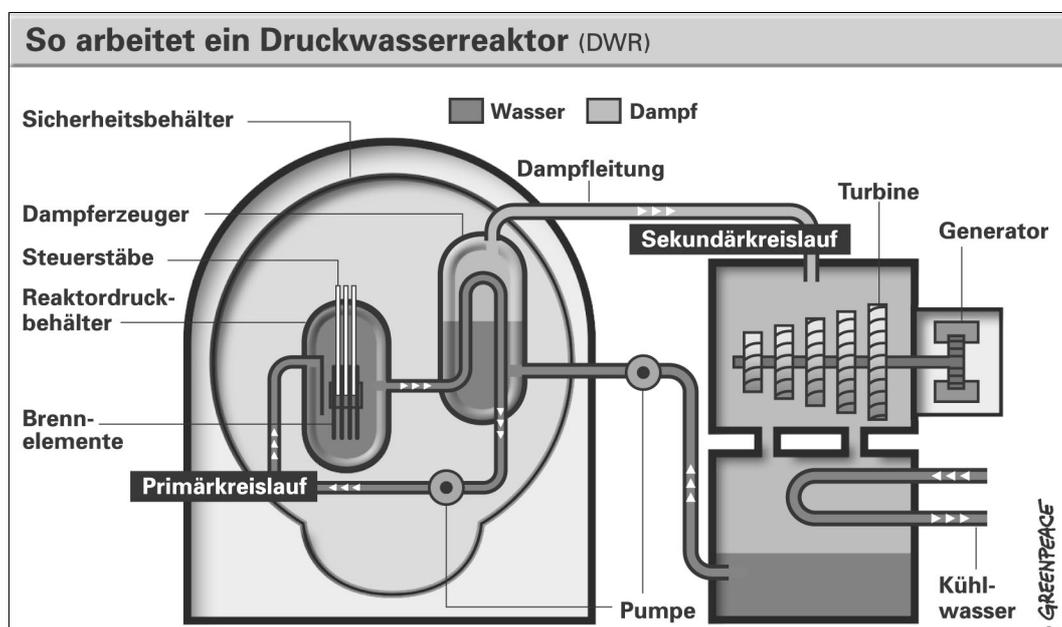
Ein erheblicher Teil der Sicherheitsstandards wird de facto bereits beim Bau des Atomkraftwerks fixiert und kann durch Nachrüstungen nicht mehr verbessert werden. Daher haben ältere Atomkraftwerke in der Regel ein niedrigeres Sicherheitsniveau als neue.

Biblis A, Biblis B und Neckarwestheim-1 sind *Druckwasserreaktoren* (DWR) der 2. Generation. Die beiden Reaktoren der 1. Generation (Obrigheim und Stade) sind bereits stillgelegt. Insgesamt umfasst die 2. Generation der DWR vier Anlagen (außer den drei genannten noch Unterweser, das aber später in Betrieb ging).

Alle anderen laufenden DWR gehören zur 3. oder 4. Generation.

Die Druckwasserreaktoren der 2. Generation weisen gegenüber den neueren Generationen unter anderem folgende Schwachstellen auf:

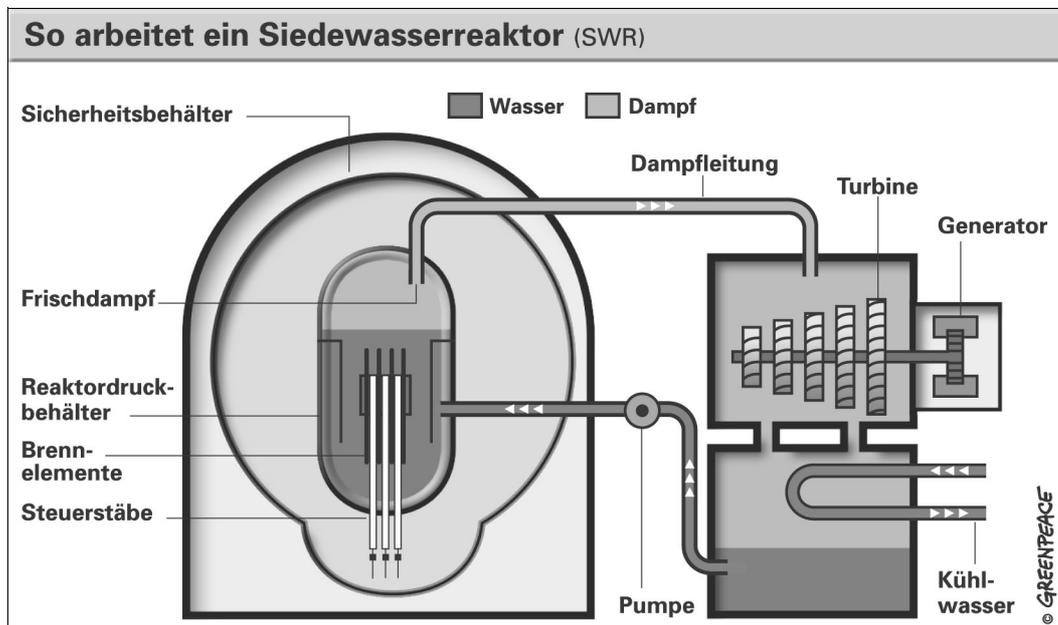
- Eingeschränkte Prüfbarkeit des *Primärkreislaufes* auf Risse oder sonstige Schädigungen.
- Mehr Schweißnähte an wichtigen Komponenten und Rohren des Primärkreislaufes. Schweißnähte sind besonders anfällig für Rissentstehung und Risswachstum.
- *Bruchausschlusskonzept* erst durch „Nachqualifizierung“ umgesetzt.
- Geringere Druck- und Temperaturfestigkeit des *Sicherheitsbehälters*.
- Weniger redundante Stränge bei der zusätzlichen Notstromversorgung gegen *äußere Einwirkungen* und der Gleichstromversorgung.
- Schlechtere räumliche Trennung bei der Notstromversorgung.



Brunsbüttel gehört zu den *Siedewasserreaktoren* (SWR) der Baulinie 69. Ein Reaktor dieses Typs wurde 1995 stillgelegt (Würgassen), ein weiterer fertig gestellt, aber nicht in Betrieb genommen (Zwentendorf in Österreich). In Deutschland sind noch drei weitere SWR 69 in Betrieb: Isar-1, Philippsburg-1 und Krümmel. Die beiden Siedewasserreaktoren in Gundremmingen gehören zur neueren Baulinie 72.

Die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 sind in folgenden Punkten schlechter als jene der Baulinie 72 ⁱⁱ:

- Eingeschränkte Prüffähigkeit des Kühlkreislaufes auf Risse oder sonstige Schädigungen.
- Keine nahtlosen Schmiederinge beim *Reaktordruckbehälter*. Schweißnähte sind besonders anfällig für Rissentstehung und Risswachstum.
- *Bruchausschlusskonzept* erst durch „Nachqualifizierung“ (z.T. mit Austausch von Rohrleitungen) umgesetzt.
- Weniger redundante Stränge im *Hochdruckteil des Notkühlsystems*, kein *Mitteldruckeinspeisesystem*.
- *Sicherheitsbehälter* anfällig für rasches Versagen durch Durchschmelzen nach unten.
- Insgesamt weniger *redundante* Stränge bei der Notstromversorgung.
- Notstromversorgung teilweise *vermascht*.



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

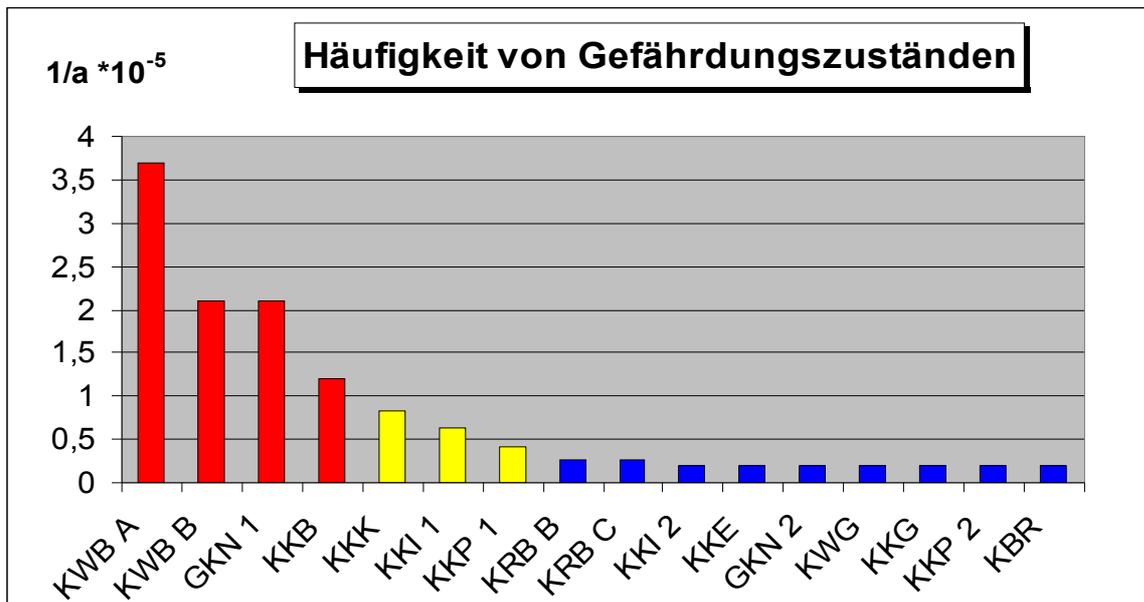
3. Die Vier sind die Spitzenreiter beim Unfallrisiko.

Die Eintrittswahrscheinlichkeit von schweren Unfällen versucht man in der Kerntechnik mit dem Instrument der „*Probabilistischen Sicherheits-Analysen*“ zu ermitteln. Die PSA wird treffender als „Probabilistische Risiko-Analysen“, PRA, bezeichnet.

Angesichts der oben dargestellten Schwachstellen kann es nicht überraschen, dass die Anlagen der älteren Generationen bei einem Vergleich der Häufigkeit von Gefährdungszuständen mit PRA's die Spitzenreiter sind. Innerhalb der SWR der Baulinie 69 liegt Brunsbüttel auch noch an erster Stelle.

Konkret wurden

- für die Anlagen Biblis A, Biblis B, Brunsbüttel und Neckarwestheim-1 Häufigkeiten von Gefährdungszuständen im Bereich von $1,2 \times 10^{-5}$ bis $3,7 \times 10^{-5}$ pro Jahr ermittelt. (Dabei sind Brände und äußere Einwirkungen nicht berücksichtigt).
- Für die anderen laufenden Altanlagen liegen diese Häufigkeiten zwischen $4,1 \times 10^{-6}$ und $8,3 \times 10^{-6}$ pro Jahr, also bereits deutlich niedriger.
- Für neue Anlagen (DWR der 3. und 4. Generation, sowie SWR 72) werden Werte von 2×10^{-6} bis $2,7 \times 10^{-6}$ pro Jahr angegeben, also etwa um eine ganze Größenordnung besser als bei den vier ältesten ⁱⁱⁱ.



KWB-A	Biblis A	KKK	Krümmel	KKI 2	Isar 2
KWB-B	Biblis B	KKP 1	Philippsburg 1	KKE	Emsland
GKN 1	Neckarwestheim 1	KRB B	Gundremmingen B	GKN2	Neckarwestheim 2
KKB	Brunsbüttel	KRB C	Gundremmingen C	KWG	Grohnde
KKG	Grafenrheinfeld	KKP 2	Philippsburg 2	KBR	Brokdorf

Es ist zu erwarten, dass aufgrund der identifizierten Schwachstellen der vier Anlagen (insbesondere der schlechteren und dazu noch *vermaschten* Notstromversorgung) bei Berücksichtigung von Bränden und äußeren Einwirkungen in Risiko-Analysen die Ergebnisse im Vergleich zu den neuen Anlagen noch ungünstiger werden.

Die aus PRA's resultierenden Zahlen, die im Allgemeinen in der Größenordnung von 1:100.000 pro Jahr (10^{-5}) liegen, sind **absolut** gesehen nicht sehr aussagekräftig.

- Viele PRA's sind unvollständig und berücksichtigen etwa Brände in der Anlage oder äußere Einwirkungen wie Erdbeben nicht.
- Die Analysen sind mit großen Ungenauigkeiten behaftet.
- Komplexes menschliches Fehlverhalten lässt sich nicht erfassen.
- Das Auftreten neuer, bisher nicht bekannter Risikofaktoren kann nicht ausgeschlossen werden.
- Terror-Angriffe und Kriegseinwirkungen können überhaupt nicht in Risiko-Analysen erfasst werden.

Es spricht also vieles dafür, dass die Häufigkeit von Unfällen in Wirklichkeit größer ist als in PRA's ermittelt.

Dessen ungeachtet können die Ergebnisse der Risiko-Analyse jedoch zum **Vergleich** von Anlagen herangezogen werden. Es gibt keinen Grund anzunehmen, dass die dargestellten Mängel der PRA sich bei verschiedenen Anlagen besonders unterschiedlich auswirken werden – besonders bei Vergleichen innerhalb eines Staates, in dem die Methodik der verschiedenen Analysen sowie das Ausmaß der Gefährdung durch menschliche Einwirkung in etwa die Gleiche sein wird. Daher können die Ergebnisse von PRA in Deutschland als **relative** Indikatoren für das Unfallrisiko eingesetzt werden.

Ein niedriges PRA-Ergebnis bedeutet nicht, dass eine Anlage sicher ist. Relativ gesehen besteht jedoch die Tendenz, dass ein schwerer Unfall eher in einem AKW mit hohen ermittelten Häufigkeiten zu erwarten ist, als in einem mit niedrigen rechnerischen Unfallhäufigkeiten – vorausgesetzt, die Kriegs- und Terrorgefahr ist in beiden Fällen etwa gleich einzuschätzen, und es bestehen keine großen Unterschiede bei der Erdbebengefahr.

4. Die Vier sind besonders verwundbar gegenüber Terrorangriffen.

In Deutschland sind die neueren Atomkraftwerke gegen den Absturz eines Phantom-Jagdbombers ausgelegt. Es gibt drei Altanlagen, deren Reaktorgebäude lediglich dem Absturz eines Sportflugzeugs standhalten kann – zwei davon sind Biblis A und Brunsbüttel. Die dritte ist Philippsburg-1. Weiterhin sind vier ältere Anlagen gegen den Absturz eines Starfighters (der erheblich leichter ist als die Phantom) geschützt. Dabei handelt es sich um Biblis B und Neckarwestheim-1 sowie Unterweser und Isar-1.

Es kann daher nicht überraschen, dass eine Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit eine hohe Verwundbarkeit der vier hier behandelten Reaktoren (zusammen mit anderen Altanlagen) gegenüber einem gezielten Flugzeugabsturz zeigte. Schon der Absturz eines relativ kleinen Flugzeugs (z. B. Airbus A 320) kann bei diesen Anlagen zu einem nicht beherrschbaren Unfallablauf führen. Bei

den neueren Anlagen ist dies nur bei einem Angriff mit einem Großflugzeug (Boeing 747, Airbus 340) der Fall ^{iv}.

Der mangelhafte Schutz ist besonders gravierend, weil aufgrund der aufgezeigten Schwachstellen der Vier die Möglichkeiten zur Beherrschung einer kritischen Situation besonders schlecht sind.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die vier Reaktoren, die in der kommenden Legislaturperiode das Ende ihrer gesetzlichen Laufzeit erreichen werden, Atomkraftwerke mit niedrigem Sicherheitsstandard bei Gebäuden und Komponenten sind, die eine hohe Unfallwahrscheinlichkeit haben.

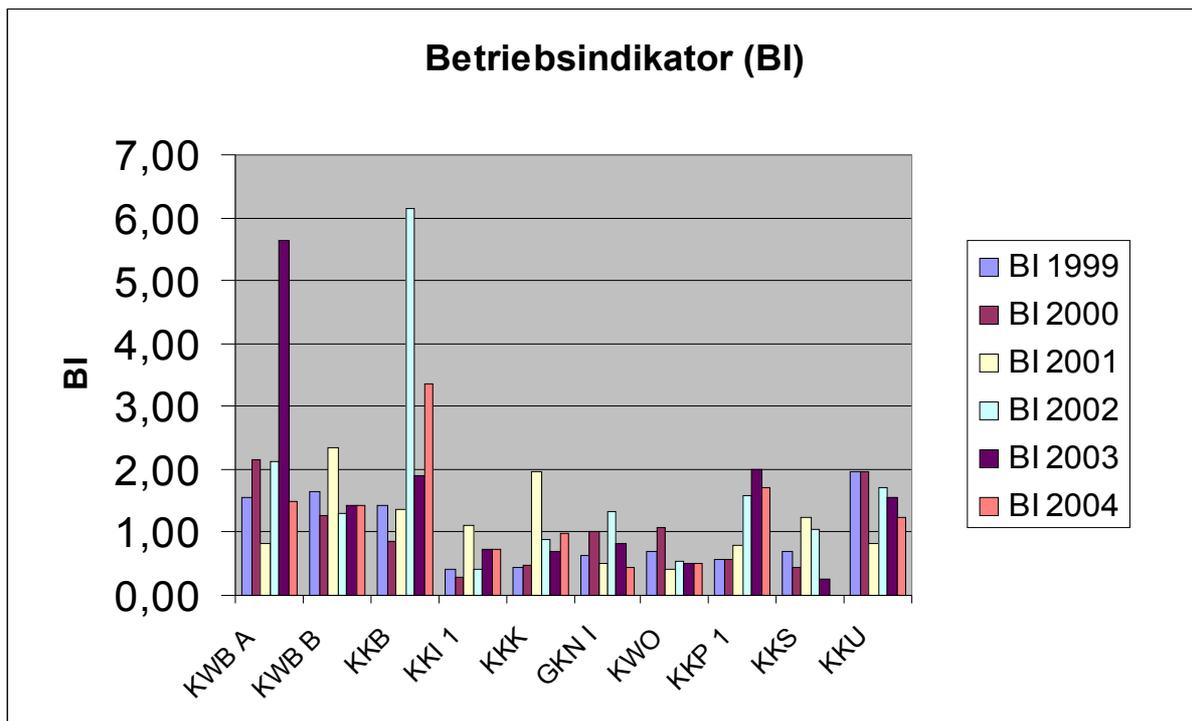
Die Probleme von Brunsbüttel

Wie gefährlich ist der Betrieb?

Gefahren, die von Atomkraftwerken ausgehen, lassen sich in drei Kategorien einordnen: grundsätzliche Gefahren der Atomenergie (z.B. der jahrzehntausende strahlende Müll); Gefahren, die durch die bauliche Auslegung der einzelnen Reaktoren begründet sind, und Gefahren, die durch die Art und Weise des täglichen Betriebs entstehen.

Um Betriebsrisiken zu vergleichen wurde im Auftrag von Greenpeace ein Indikator entwickelt. Dieser **Betriebsindikator (BI)** wird im Anhang näher erläutert. Er liegt tendenziell bei Altanlagen höher als bei neueren AKW.

Die folgende Grafik zeigt für die alten AKW in Deutschland (DWR 1. und 2. Generation, SWR 69) den BI für die Jahre 1999 – 2004.



KWB-A	Biblis A	GKN 1	Neckarwestheim 1
KWB-B	Biblis B	KWO	Obrigheim
KKB	Brunsbüttel	KKP 1	Philippsburg 1
KKI-1	Isar 1	KKS	Stade
KKK	Krümmel	KKU	Unterweser

Wie aus der Abbildung ersichtlich, wies Brunsbüttel (KKB), in dem betrachteten Zeitraum immer wieder sehr hohe BI, im Jahr 2002 sogar den höchsten im Rahmen dieser Untersuchung ermittelten BI auf. Auch bei der Summe der BI 1999 – 2004 ist Brunsbüttel mit 15,1 – vor Biblis A (KWB A) mit 13,8 – Spitzenreiter.

Hinzu kommt, dass Brunsbüttel, wie in der Einleitung dargelegt, zu den vier Anlagen gehört, die den höchsten in Risiko-Analysen ermittelten Wert der Unfallhäufigkeit aufweisen. Dies bestätigt zusätzlich, dass von dieser Anlage eine besondere Gefährdung ausgeht.

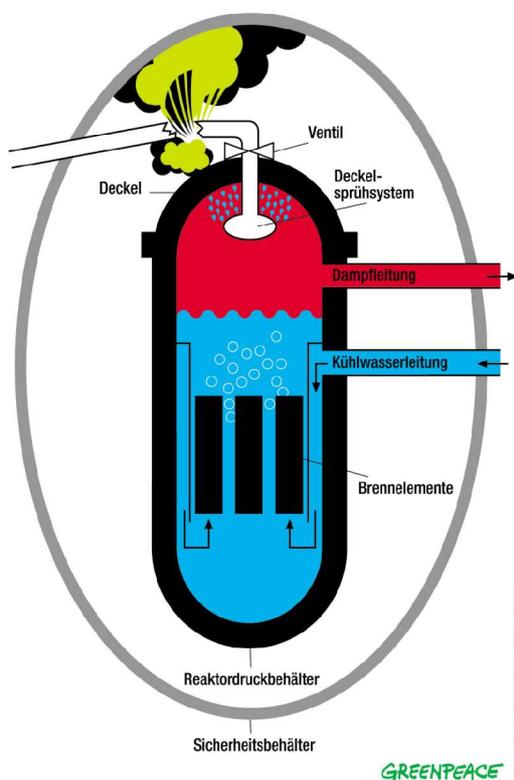
Die Wasserstoffexplosion 2001

Am 14. Dezember 2001 zerbarst während des Leistungsbetriebes eine Rohrleitung. In unmittelbarer Nähe des *Reaktordruckbehälters* kam es zu einer Knallgasexplosion. Es ist nur den besonderen (glücklichen) Umständen zu verdanken, dass kein folgenschwerer Unfall ausgelöst wurde.

Knallgas ist eine explosive Mischung aus Wasserstoff und Sauerstoff. Diese Gase entstehen laufend durch Radiolyse (Auftrennung von Wasser in seine Bestandteile) im Reaktor und verlassen diesen zusammen mit dem Dampf. Zu Ansammlungen von Knallgas in Rohrleitungen kann es durch unterschiedliche Mechanismen kommen.

Die Gefahr einer Knallgasbildung ist seit Jahren bekannt, als Vorsorge sind an verschiedenen Stellen Überwachungs- und Gegenmaßnahmen installiert. Solche Einrichtungen fehlten jedoch an der kritischen Stelle in Brunsbüttel.

STÖRFALL in Brunsbüttel



Sicherheitstechnisch gravierend am Ereignis in Brunsbüttel ist nicht nur, dass es überhaupt zu einer Knallgasexplosion kommen konnte, sondern dass dies in unmittelbarer Nähe des Reaktordruckbehälters (RDB) geschah. Wäre die Knallgasblase etwa 3 bis 4 Meter weiter in Richtung RDB gewandert, wäre es zu einem *Kühlmittelverlustunfall* gekommen, d.h., es wäre ein Leck entstanden, über das Kühlwasser bzw. Dampf aus dem Reaktor entweichen wäre. Die dann einsetzenden Notkühleinrichtungen können eigentlich laut Auslegung Kühlmittelverluststörfälle beherrschen. Dies trifft jedoch nicht mehr zu, wenn durch eine Explosion zusätzlich zu dem Leck weitere Schäden entstehen.

Durch die Explosion in Brunsbüttel wurde eine Leitung auf einer Länge von ca. 2,7 m komplett zerstört. Ein abgerissenes freies Rohrleitungsende schlug gegen den Innenbeton des Sicherheitsbehälters. Die umherfliegenden Trümmer der geplatzten

Rohrleitung beschädigten u. a. Kabel-Trassen, die RDB-Wärmedämmung, die Druckkammersprühleitung und Lüftungskanäle. Die Druckwelle im Sicherheitsbehälter erzeugte Beschädigungen an Lampen und Berstmembranen.

Die bei weitem größte Gefahr ging von den über 30 Bruchstücken der Rohrleitung aus, die mit hoher Geschwindigkeit wie Geschosse durch die Gegend geschleudert wurden. Sicherheitstechnisch relevante Bereiche wurden glücklicherweise nicht getroffen. Das Potenzial für Folgeschäden der energiereichen Bruchstücke (der Versagensdruck der Leitung lag bei ca. 400 bar) wurde aber deutlich: Durch das Auftreffen eines 4,4 kg schweren Bruchstückes der nur 5 mm dicken Leitung wurde ein massiver 200 Tonnen schwerer Doppel-T-Träger verbogen.



Wie ein Kühlmittelverluststörfall im Pannenreaktor Brunsbüttel verlaufen wäre, ist fraglich. Ob alle Notfallsysteme funktionsfähig gewesen wären, ist ungewiss. Die Gefahr eines Kernschmelzunfalles mit massiven radioaktiven Freisetzungen war nah, das ist gewiss.

Nach dem Unfall wurde in gebliebene Explosionen gesucht. Und tatsächlich: Im Anschlussbereich einer der Anlage nach Hinweisen auf weitere, bisher unbemerkte Leitung zeigte sich eine tonnenförmige Aufweitung, die auf eine unerkannte Radiolysegasreaktion zurückgeführt wurde.

Beunruhigend an dem Unfall in Brunsbüttel waren aber nicht nur die Knallgasexplosion und die möglichen Folgen, sondern auch die Mängel in der Sicherheitskultur des Betreibers, die sich dadurch offenbarten.

Die verschiedenen Anzeigen und Rechnermeldungen nach der Knallgasexplosion wurden von der Schichtmannschaft auf der Warte – fälschlich – als Leckage an einer Flanschverbindung interpretiert. Mit einer fernbedienbaren Armatur wurde dieser Bereich abgesperrt, damit war das Problem aus der Sicht der Schichtmannschaft beseitigt. Das Ereignis wurde als nicht meldepflichtig eingestuft, die Aufsichtsbehörde erst einige Tage später informiert. Diese leitete zwar eine aufsichtliche Prüfung ein, sah aber zunächst auch keinen Grund zum Abfahren der Anlage.

Bewertungen durch die Aufsichtsbehörde und den zugezogenen Sachverständigen zeigten jedoch, dass das Erklärungsmodell (Flanschleckage) des Betreibers nicht alle beobachteten Auswirkungen erklärte. Nach einem „intensiven Diskussionsprozess“ war letztendlich der Betreiber, und nur im Rahmen einer aus anderen Gründen erforderlichen Leistungsabsenkung der Anlage, zu einer Inspektion bereit. Erst dann, mehr als zwei Monate nach dem Vorfall, wurde das tatsächliche Ausmaß des Unfalls deutlich.

Die Aufsichtsbehörde leitete wegen begründeter Zweifel an der Fachkunde und Zuverlässigkeit der verantwortlichen Personen eine Überprüfung ein. Die Kritikpunkte betrafen insbesondere: Die Verweigerung einer Inspektion trotz Vorgaben des Betriebshandbuches bis zur konkreten Androhung einer entsprechenden Anordnung seitens der Aufsichtsbehörde, die Nichtmeldung des Ereignisses gemäß der Meldeverordnung sowie die ungenügende Beachtung und verharmlosende Interpretation der Informationen aus der Betriebsinstrumentierung.

Die Überprüfung zeigte Schwachstellen vor allem im Bereich der technischen Diagnostik, der Arbeitsorganisation sowie bei der Anwendung von Vorschriften. Die ermittelten massiven Defizite führten jedoch nicht zu einer Stilllegung des Reaktors, sondern ein Maßnahmenpaket wurde erarbeitet: Der Leiter der Anlage sowie

der Sicherheitsbeauftragte und dessen Stellvertreter wurden entlassen, einige organisatorische und administrative Abläufe wurden verändert, Schulungen wurden abgehalten und ein Sicherheitsmanagementsystem wurde eingeführt^v.

Die Anlage wurde am 26.03.2003, nach mehr als 13 Monaten Stillstandszeit, wieder in Betrieb genommen.

Immer wieder Probleme und Pannen

Das Atomkraftwerk Brunsbüttel – der älteste noch laufende Siedewasserreaktor Deutschlands – hält einen Rekord: Seit der Inbetriebnahme 1976 summieren sich allein die längeren (über ein Jahr Dauer) ‚ungeplanten Stillstandszeiten‘ auf rund sechseinhalb Jahre. Kein anderer deutscher Reaktor musste wegen Störfällen und Pannen für derartige Zeiträume abgeschaltet werden.

Ein dramatischer Störfall ereignete sich gleich am Anfang der Betriebszeit. Am 18. Juni 1978 entwichen durch ein Leck an einer Dampfleitung zwei Tonnen radioaktiver Dampf in die Atmosphäre. Nach Auftreten der Leckage lief der Reaktor noch fast drei Stunden weiter. Ein automatisches System hätte ihn nach fünf Minuten abschalten müssen, wurde aber von der Betriebsmannschaft manipuliert, um die Anlage am Netz zu halten^{vi}. Dieses Verhalten zeigte schon damals einen bedenklichen Mangel an Sicherheitskultur – es wurde eindeutig nach dem Grundsatz „Wirtschaftlichkeit vor Sicherheit“ gehandelt. Ein Trend der sich fortsetzte, und seinen bisherigen Höhepunkt bei der Knallgasexplosion im Dezember 2001 hatte.

Auch in den Folgejahren traten immer wieder Störungen auf – 1989 häuften sich die Probleme: Erst wurde eine unzulässig lange Schließzeit bei einem Dampf-Isolationsventil festgestellt, einem Ventil, das etwa bei einem Rohrbruch die Dampfleitung sehr rasch absperren muss, dann trat ein Schaden an einer wichtigen Abschlussarmatur eines Druckwassersystems auf. Bei der Anlagenrevision zeigte sich, dass 65 von insgesamt 248 Befestigungsschrauben wichtiger Isolationsventile defekt waren. Bei der gleichen Revision fielen vier Schrauben in den Reaktordruckbehälter, außerdem wurden vier Risse von je etwa 70 mm Länge an Rohrleitungen des Kühlkreislaufes des Reaktors entdeckt.

Die Pannenserie riss auch in den nächsten Jahren nicht ab. So klemmte beispielsweise 1991 ein Sicherheits- und Entlastungsventil fest, diese Ventile haben eine wichtige Funktion zur Druckregelung bei Störfällen. 1997 wurde festgestellt, dass eine Einspeisearmatur des Kernflutsystems gesperrt war. Dieses System hat die Aufgabe, bei einem Kühlmittelverlust Wasser in den Reaktordruckbehälter einzuspeisen. Die Anlage war längere Zeit mit dieser Sperre gelaufen.

Zu vielen kleineren und größeren Pannen kamen noch gravierende Werkstoffprobleme. Als am 25.08.1992 das AKW zur Jahresrevision abgeschaltet wurde, ahnte noch niemand, dass Brunsbüttel bis zum 16.06.1995, also fast 3 Jahre, vom Netz bleiben würde. Am 14.11.1992 wurden Risse an Rohrleitungen gefunden – insgesamt 61^{vii}. Die Risse wurden zunächst als herstellungsverursacht eingestuft. Wie sich aber später zeigte, waren die Risse während des Betriebes gewachsen

Die betroffenen Systeme sind mit dem Reaktordruckbehälter verbunden und stehen während des Betriebes unter hohem Druck. Ein Versagen führt folglich zum Kühlmittelverlust. Bei dem rissanfälligen Werkstoff handelte es sich um einen hochzähnen

Stahl, der bisher als wenig korrosionsanfällig galt und bei dem mit Rissen keineswegs gerechnet worden war. Im Rahmen eines umfangreichen Nachrüstprogrammes wurden Leitungen erneuert oder außer Betrieb gesetzt und entfernt. Bereits 1982/1983 waren 12.900 m Rohrleitungen ausgetauscht worden.

Im Sommer 2002 wurden bei der Erprobung eines neuen Simulators Planungsfehler sowohl bei der Steuerung der Notstromversorgung als auch bei der Steuerung der Not- und Nachkühleinrichtungen festgestellt. Diese Fehler hätten dazu geführt, dass bei einem bestimmten Störfall (Kühlmittelverlust und Notstromfall) Systeme teilweise oder total ausgefallen wären, dass Absperrarmaturen der Hilfsdampfversorgung und Reaktorwasserreinigung nicht geschlossen hätten, oder dass im Notstromfall das diversitäre Druckbegrenzungssystem nicht funktioniert hätte^{viii}. Die Fehler entpuppten sich zum Teil als Planungsfehler, die seit der Inbetriebnahme der Anlage bestanden, zum Teil auch als fehlerhafte Umsetzung von Vorgaben.

Am 23. August 2004 kam es zu einem Kurzschluss in einem erdverlegten Starkstromkabel der Eigenbedarfsversorgung. Durch den anschließenden Brand wurde die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Die Isolierung des betroffenen Kabels war bereits vorher geschädigt gewesen – sie wies an der Innenseite braune Verfärbungen auf. Weitere Kabel für die Starkstromversorgung zeigten dieselben Vorschädigungen. Brunsbüttel musste erneut den Leistungsbetrieb für zwei Monate einstellen.

Die Aufsichtsbehörde führt die Schädigungen an den Kabeln auf Alterung der Kunststoffisolierung zurück, die betroffenen Kabel waren in den 70er Jahren verlegt worden. Vor dem Wiederaufstart der Anlage mussten die sicherheitstechnisch wichtigen Starkstromkabel vollständig ausgetauscht werden. Kosten: Bislang rund 1,5 Mio. Euro. Dennoch gab es bei der Wiedereinbetriebnahme einen „unerwarteten Fehler im Erdungssystem“. Der Start verzögerte sich noch mal um zwei Tage^x.

Und auch im Sommer 2004 rissen die Hiobsbotschaften aus Brunsbüttel nicht ab: In den ersten Tagen des ungeplanten Stillstandes aufgrund des Kurzschlusses kam ein weiterer – davon völlig unabhängiger – Fehler zu Tage. Bei einer routinemäßigen Prüfung wurde eine Grenzwertunterschreitung der Borkonzentration im so genannten Vergiftungssystem festgestellt. Der Reaktor soll durch das Einspeisen von Borlösung heruntergefahren werden, falls die Reaktorschnellabschaltung durch das Einfahren der Regelstäbe aus irgendwelchen Gründen versagt. Es zeigte sich weiterhin, dass diese Panne nicht zum ersten Mal auftrat^x.

Aufgrund der unzähligen, in diesem Abschnitt nur auszugsweise skizzierten, Pannen und Probleme stand Brunsbüttel rund 40 % der Betriebszeit still. In der Rangfolge der deutschen AKWs nach bisheriger Arbeitsverfügbarkeit nimmt Brunsbüttel mit 61,1 % den letzten Platz ein^{xi}. Logische Konsequenz daraus müsste eine endgültige Stilllegung des störanfälligen Reaktors sein, für den Betreiber ist vermutlich eher eine Laufzeitverlängerung „logisch“ – damit sich der Betrieb des Reaktors doch noch ausreichend amortisiert.

Auslegungsschwäche Sicherheitsbehälter

Neben der besonderen Störfanfälligkeit und den Werkstoffproblemen, die vermutlich mit der Alterung der Anlage weiter zu nehmen werden, besitzt das AKW Brunsbüttel eine grundlegende Auslegungsschwäche. Kommt es einmal zur Kernschmelze, dann versagt der Sicherheitsbehälter besonders frühzeitig. Der geschmolzene Reaktorkern dringt innerhalb weniger Stunden durch den Reaktordruckbehälter und fällt in eine stählerne Bodenwanne, die den unteren Teil des Sicherheitsbehälters darstellt. Diese Wanne schmilzt innerhalb von Minuten durch. Bei anderen Anlagentypen würde der geschmolzene Kern auf Betonfundamente treffen, die erst nach Tagen durchschmelzen^{xii}.

So kommt es sehr rasch nach Beginn eines Kernschmelzunfalles zu radioaktiven Freisetzungen; diese sind außerdem, verglichen mit Unfallabläufen bei denen der Sicherheitsbehälter erst später versagt, besonders groß, da sich in der kurzen Zeit nur ein relativ kleiner Teil der freigewordenen Radionuklide innerhalb des Sicherheitsbehälters absetzen kann.

Dieses Auslegungsdefizit betrifft auch Philippsburg-1, Isar-1 und Krümmel.

Verwundbarkeit gegenüber Terror-Angriffen

Brunsbüttel zählt zu den gegen Terror-Angriffe verwundbarsten deutschen Atomkraftwerken. Das kastenförmige Reaktorgebäude ist lediglich gegen den Absturz eines kleinen Sportflugzeuges ausgelegt; der Stahlbeton hat eine Stärke von nur ca. 60 Zentimeter. Von den zur Zeit in Deutschland laufenden Reaktoren sind nur noch zwei vergleichbar schlecht geschützt – Biblis A und Philippsburg-1.

Dazu kommt noch, dass das Brennelement-Lagerbecken in Brunsbüttel an einer besonders empfindlichen Stelle liegt: Im oberen Teil des Reaktorgebäudes, außerhalb des Sicherheitsbehälters. Ein Terrorangriff, bei dem Zerstörungen in diesem Bereich resultieren, kann fatale Folgen haben. Kommt es durch einen derartigen Angriff zum Kühlmittelverlust und zu einem Zirkon-Feuer, wäre die Freisetzung großer Mengen radioaktiver Stoffe die Folge, warnt eine kürzlich erschienene US-Studie^{xiii}. Die US-Siedewasserreaktoren sind im Hinblick auf die Anordnung des Lagerbeckens und das Ausmaß seines Schutzes den SWR 69 ähnlich.

Durch die Lage an der Elbe, einer auch international bedeutenden Schifffahrtsstraße – 1998 passierten mehr als 30.000 Schiffe den Standort^{xiv} –, wird die potenzielle Terror-Bedrohung weiter vergrößert. Angriffe vom Wasser her sind denkbar, z. B. die Anlandung einer Gruppe mit Waffen und Sprengmitteln, Beschuss vom Schiff aus oder auch ein Spreng-Angriff von Tauchern gegen die Kühlwasser-Entnahmebauwerke des Atomkraftwerkes.

Anhang:

Der Betriebsindikator (BI)

Die Gefahren, die von einem Atomkraftwerk ausgehen, hängen nicht nur von der Auslegung der Sicherheitssysteme, dem Schutz gegen Einwirkungen von außen und anderen konstruktiven Faktoren ab, sondern auch von der Art, in der es betrieben wird.

Details über den Betrieb, die beispielsweise die interne Organisation der Betriebsabläufe, die Qualität der Wartung, den Ausbildungsstandard des Personals und die Auswirkungen der wirtschaftlichen Faktoren betreffen, sind im Allgemeinen nicht zugänglich. Es können jedoch aus veröffentlichten Zahlen Indikatoren abgeleitet werden, die Hinweise auf das Ausmaß der betrieblichen Gefährdung geben.

Im Auftrag von Greenpeace Deutschland haben NuklearexpertInnen einen Satz Indikatoren entwickelt, der wichtige Aspekte der betrieblichen Sicherheit abdeckt. In den BI gehen die folgenden Aspekte mit der angegebenen Wichtung ein:

- Ungeplante Stillstandszeiten (15%)
- Häufigkeit meldepflichtiger Ereignisse (40%)
(unter Berücksichtigung ihrer Bedeutung)
- Strahlenbelastung der in der Anlage Beschäftigten (20%)
- Radioaktive Emissionen mit der Abluft (12,5%)
- Radioaktive Emissionen mit dem Abwasser (12,5%)

Diese Teilindikatoren können spezifisch für jedes AKW und jedes Jahr ermittelt werden.

Für Vergleiche zwischen Anlagen und zur Trendbestimmung über die Jahre wurde weiterhin eine Methodik entwickelt, um die Teilindikatoren zu einer einzigen Zahl zu kombinieren. Zu diesem Zweck werden sie normiert (d. h. auf eine gemeinsame Skala gebracht); dies kann etwa durch Division mit dem jeweiligen Mittelwert für das Jahr 1999 geschehen. Dann werden sie gewichtet, wobei dem Teilindikator für die Ereignisse die größte Bedeutung zugeordnet wird.

Durch Addition der normierten, gewichteten Teilindikatoren wird schließlich AKW- und jahresspezifisch der **Betriebsindikator (BI)** ermittelt.

Glossar:

Armaturen

Oberbegriff für Ventile, Schieber, Hähne und Klappen bzw. Systeme aus solchen Komponenten.

Atom-Konsens

(oder offiziell: Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000)

Erlangte mit der Änderung des Atomgesetzes am 22.04.2002 Gesetzeskraft. U. a. werden darin für jedes Atomkraftwerk Stromkontingente festgelegt; nach Ausschöpfen des Kontingentes ist die Anlage stillzulegen. Strommengen dürfen vom Betreiber von älteren auf neuere Anlagen übertragen werden. Eine Übertragung von neueren auf ältere Anlagen ist nicht ausgeschlossen, bedarf jedoch der Zustimmung der Bundesregierung.

Basissicherheit

Die Basissicherheit ist ein wichtiges Element der Sicherheitsphilosophie deutscher Atomkraftwerke. Durch besondere Ansprüche an die Eigenschaften der verwendeten Werkstoffe, ihre Verarbeitung und Kontrolle soll sichergestellt werden, dass rasch ablaufende Brüche von Rohren nicht auftreten können.

Bruchausschluss

siehe Basissicherheit.

Containment

siehe Sicherheitsbehälter

Dampferzeuger

Bei einem Druckwasserreaktor (s. dort) Bindeglied zwischen dem primären Kühlkreislauf (durch den Reaktor) und dem sekundären Kühlkreislauf (der die Turbine treibt). Das unter hohem Druck stehende, heiße Wasser des Primärkreislaufs durchfließt im D. dünne Röhrrchen (Heizrohre). Die Heizrohre sind außen vom Wasser des Sekundärkreislaufes umgeben, das erhitzt wird und verdampft.

Die in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoren in Deutschland haben i. A. vier Dampferzeuger und vier Hauptkühlkreise. Ausnahme ist Neckarwestheim 1 (drei).

Druckwasserreaktor (DWR)

Leistungsreaktor mit zwei Kühlkreisläufen zwischen Reaktor und Turbine. Im primären Kühlkreislauf zirkuliert Wasser bei ca. 300° C, das durch hohen Druck (ca. 160 bar) flüssig bleibt. Dieser Kühlkreislauf führt die durch Kernspaltung entstehende Wärme aus dem Reaktorkern (s. dort) ab. In den Dampferzeugern (s. dort) wird die Wärme an den sekundären Kühlkreislauf abgegeben, der die Turbine und damit den Generator treibt. Ein dritter (tertiärer) Kühlkreislauf sorgt für die Abkühlung des Dampfes nach dem Turbinenaustritt. Das durch Kondensation entstehende Wasser wird zu den Dampferzeugern zurückgepumpt. Der DWR ist komplizierter aufgebaut als der Siedewasserreaktor (s. dort), der lediglich einen Kühlkreislauf zwischen Reaktor und Turbine aufweist. Andererseits erreicht durch die

Trennung der Kreisläufe erheblich weniger Radioaktivität die Turbine. Der gesamte Primärkreislauf des DWR ist im Containment (s. dort) eingeschlossen.

Entmaschung

Damit ein ausfallendes Sicherheitssystem das Nachbarsystem nicht beeinträchtigt, besitzen sie keine gemeinsamen Komponenten. Außerdem werden sie räumlich getrennt und baulich besonders geschützt angeordnet.

Einwirkung von außen (EVA)

Atomkraftwerke werden nicht nur gegen anlageninterne Störfälle, sondern auch gegen Einwirkungen von außen ausgelegt. Beispiele für Einwirkungen von außen (abgekürzt EVA): Erdbeben, Hochwasser, Sturm, Blitzschlag, Flugzeugabsturz, äußere Brände, Explosionsswellen, Sabotage von außen.

Erdbebensicherheit

Bei der Auslegung muß das nach wissenschaftlichen Erkenntnissen stärkste am Standort für möglich gehaltene Erdbeben berücksichtigt werden. Die Schutzmaßnahmen bestehen vor allem in elastischer Lagerung, z.B. von Druckleitungen, und in der zusätzlichen Bewehrung der Bauwerke.

Hochdruckeinspeisesystem

Das Not- und Nachkühlsystem besteht aus drei Teilen – der Hochdruckeinspeisung, ein aktives System mit Pumpen, das auch bei hohem Druck im Kühlkreislauf (etwa bei einem kleinen Leck) Kühlwasser nachliefern kann; den Druckspeicher, ein passives System mit unter Druck stehenden Kühlwassertanks, die bei mittlerem Druck einspeisen (Mitteldruckeinspeisung); und das Niederdrucksystem, das bei einem Unfall einspeist, nachdem der Druck im Kühlkreislauf stark abgefallen ist, und das auch zur Nachkühlung verwendet wird.

Kühlmittelverlustunfall

Das sind Unfälle, bei denen es zu einem teilweisen oder kompletten Verlust des Kühlmittels (Wasser) aus dem Reaktorkühlsystem kommt. Sie erfordern den Einsatz des Not- und Nachkühlsystems. Bei Funktion aller erforderlichen Systeme kann ein Kühlmittelstörfall beherrscht werden, da ein AKW entsprechend ausgelegt ist.
Englisch: loss of coolant accident (LOCA)

Mitteldruckeinspeisesystem

siehe Hochdruckeinspeisesystem

MSK-Skala

Mit der 12-stufige MSK-Skala (Medvedev-Sponheuer-Karnik-Skala) wird die Stärke eines Erdbebens angegeben. Sie basiert auf der Beobachtung der Bebenwirkung auf Menschen, Gebäude und Natur im betroffenen Gebiet. Es ist also keine exakt messbare, sondern eine beschreibende Größe, z.B. bedeutet:

Stufe 6: leichte Verputzschäden an Gebäuden
Stufe 7: Risse im Verputz, in Wänden und an Schornsteinen
Stufe 8: große Risse im Mauerwerk, Giebelteile und Dachsimse stürzen ein
Stufe 9: an einigen Gebäuden stürzen Wände und Dächer ein, es werden Erdbeben beobachtet
Stufe 10: Einsturz vieler Gebäude; Spalten im Boden.

Nachwärme

Auch nach Abschalten des Atomkraftwerks wird durch radioaktiven Zerfall im Reaktor weiter Wärme, die so genannte Nachwärme, erzeugt. Diese Wärmeproduktion kann nicht beeinflusst oder abgeschaltet werden; ein zuverlässiger Abtransport der Nachzerfallswärme ist erforderlich, um eine Kernschmelze zu verhindern.

Niederdruckeinspeisesystem

Siehe auch Hochdruckeinspeisesystem

Not- und Nachkühlsystem

Das Not- und Nachkühlsystem hat neben Aufgaben im Betrieb des Reaktors die sicherheitstechnische wichtige Aufgabe, den Kern bei einem Kühlmittelverlust wieder zu fluten und langfristig die Nachwärme aus dem Reaktor und dem Brennelementlagerbecken abzuführen. (siehe auch Hochdruckeinspeisesystem)

Primärkreislauf

Siehe Druckwasserreaktor.

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) (auch: probabilistische Risiko-Analysen – PRA)

Mit derartigen Analysen wird versucht, die zu erwartende Eintrittshäufigkeit schwerer Unfälle zu ermitteln. Dabei werden mögliche Unfallabläufe Schritt für Schritt erfasst, und es wird abgeschätzt, wie groß die Versagenswahrscheinlichkeit der einzelnen beteiligten Komponenten und Sicherheitssysteme ist. Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) sind sehr ungenau und können nicht alle relevanten Faktoren erfassen; sie gestatten jedoch einen Vergleich von Anlagen untereinander.

Reaktorkern

Herzstück eines Atomkraftwerkes. Im Reaktorkern befinden sich die Brennelemente mit spaltbarem Uran, hier findet die Wärme erzeugende Kettenreaktion statt. Der Reaktorkern wird vom Reaktordruckbehälter eingeschlossen.

Bei einem Druckwasserreaktor der Größe von Biblis enthält er etwa 100 Tonnen Kernbrennstoff.

Revision

Atomkraftwerke werden etwa in Jahresabständen zur Revision abgeschaltet. Dabei werden Wartungs- und Prüfarbeiten vorgenommen. Meist wird auch ein Teil der Brennelemente im Reaktor ausgetauscht.

Eine typische Revision kann zwischen zwei und sechs Wochen dauern.

Reaktordruckbehälter

Zentraler Teil des Primärkreislaufes (siehe Druckwasserreaktor) bzw. des Hauptkühlkreislaufes eines Siedewasserreaktors (s. dort). Der Reaktordruckbehälter enthält den Reaktorkern (s. dort). Er steht während des Betriebes unter hohem Druck. Der Reaktordruckbehälter ist von größter sicherheitstechnischer Bedeutung. Sein Bersten kann nicht durch Sicherheitssysteme kompensiert werden und führt zwangsläufig zu einem schweren Unfall.

Redundanz

Wichtige Sicherheitssysteme werden mehrfach (redundant) angeordnet. Es sind mindestens zwei Systeme mehr vorhanden ($n + 2$), als für die eigentliche Funktion benötigt werden.

Sekundärkreislauf

siehe Druckwasserreaktor

Sicherheitsbehälter, Sicherheitshülle (auch Containment)

Weitgehend gasdichte Umhüllung um den Reaktordruckbehälter (s. dort) und die innersten Kühleinrichtungen des Reaktors. Der Sicherheitsbehälter soll als Barriere das Entweichen radioaktiver Stoffe in die Umgebung, auch bei Störfällen, erschweren. Bei schweren Unfällen mit Kernschmelze kann er diese Funktion allerdings nicht gewährleisten. Der Sicherheitsbehälter eines Druckwasserreaktors (s. dort) beispielsweise ist eine stählerne Kugel mit ca. 50 m Durchmesser und 30 mm Wandstärke. Das Containment von Siedewasserreaktoren (s. dort) ist kleiner.

Siedewasserreaktor (SWR)

Leistungsreaktor mit einem Kühlkreislauf (Hauptkühlkreislauf) zwischen Reaktor und Turbine. Er umfasst den Reaktordruckbehälter (s. dort), in den Wasser in flüssiger Form eintritt, durch die Kernspaltung erhitzt wird und verdampft. Der Dampf verlässt den Behälter mit einer Temperatur von ca. 290°C und einem Druck von ca. 709 bar. Er wird direkt der Turbine zugeführt. Nach Durchgang durch die Turbine wird er durch einen zweiten Kühlkreislauf (Hauptkühlwassersystem) abgekühlt und kondensiert. Das entstehende Wasser wird in den Reaktordruckbehälter zurückgepumpt.

Der Siedewasserreaktor ist einfacher aufgebaut als der Druckwasserreaktor (s. dort), der zwei Kühlkreisläufe zwischen Reaktor und Turbine besitzt. Dafür wird beim SWR der gesamte Bereich bis zur Turbine relativ stark radioaktiv verunreinigt. Der durch den Reaktor gehende Kühlkreislauf verlässt beim SWR das Containment (siehe dort).

Vermaschung

siehe Entmaschung

Quellenangaben:

- ⁱ Übereinkommen über nukleare Sicherheit; Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Dritte Überprüfungstagung im April 2005, Anhang 4
- ⁱⁱ S. Note 1 sowie H. Hirsch et al.: Nuclear Reactor Hazards, Report Prepared for Greenpeace International, Amsterdam, April 2005
- ⁱⁱⁱ Convention on Nuclear Safety 2002, Second Review Process; Responses to the Questions on the National Report of Germany, p. 48. Bei der Auflistung der Häufigkeiten von Gefährdungszuständen fehlen bei Unterweser als einzigem laufendem AKW die Angaben.
- ^{iv} Schutz der deutschen Kernkraftwerke vor dem Hintergrund der terroristischen Anschläge in den USA vom 11. September 2001; Zusammenfassung der GRS-Studie durch das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), Bonn, 27.11.2002
- ^v BMU: Bericht über das Vorkommnis mit Abriss einer Kühlleitung im Atomkraftwerk Brunsbüttel; Bonn 25. Februar 2002; Bericht des Ministeriums für Finanzen und Energie des Landes Schleswig-Holstein zu Meldepflichtigen Ereignissen im Kernkraftwerk Brunsbüttel (KKB), Kiel, 18. Februar 2003; Jahrestagung Kerntechnik 2004, Fachsitzung Radiolysegas in SWR Anlagen, Düsseldorf 25.-27. Mai 2004
- ^{vi} Hirsch, H. & Becker, O.: Atomstrom 2000: Sauber, sicher, alles im Griff?, Studie erstellt im Auftrag des B.U.N.D., Bonn/Hannover, November 1999
- ^{vii} Hirsch, H. & Becker, O., November 1999
- ^{viii} BMU: Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 2002
- ^{ix} Ministerium für Soziales, Gesundheit und Verbraucherschutz Schleswig-Holstein, Pressemitteilungen vom 09.09.2004, 25.10.2004 und 28.10.2004
- ^x Ministerium für Soziales, Gesundheit und Verbraucherschutz Schleswig-Holstein, Pressemitteilung 26.08.2004
- ^{xi} Deutsches Atomforum e. V.: Kernenergie in Deutschland, Jahresbericht 2004; Berlin, 2005
- ^{xii} Hirsch, H. & Becker, O., November 1999; TÜV Norddeutschland e.V.: Untersuchungen zu Ereignisabläufen mit Kernschmelzen und Aktivitätsfreisetzungen in den DWR-Anlagen KKS und KBR sowie in den SWR-Anlagen KKB und KKK, erstellt im Auftrag der Energiesysteme Nord GmbH, Nr. 5085-001, Hamburg, Dezember 1985
- ^{xiii} Board on Radioactive Waste Management der U.S. National Academies: Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage, 06. April 2005
- ^{xiv} Bundesamt für Strahlenschutz: Genehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Brunsbüttel der Kernkraftwerk Brunsbüttel GmbH & Co. oHG, Az.: GZ-V4 - 8544 510, 28.11.2003