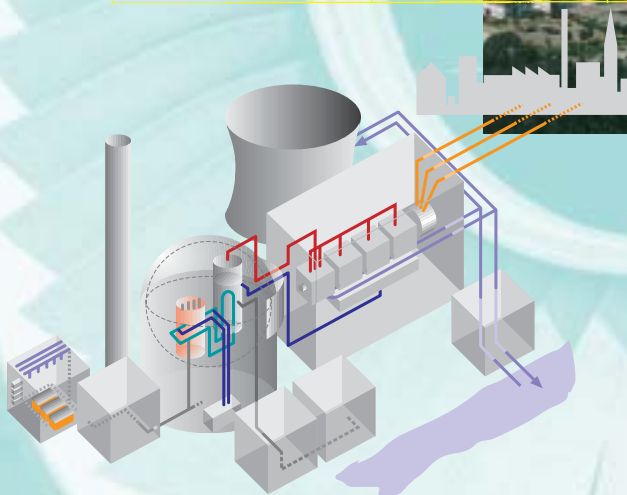




Zur Sicherheit des Betriebs der Kernkraftwerke in Deutschland

Ausgewählte Betriebsdaten der Kernkraftwerke

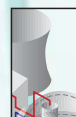
Kernkraftwerke geordnet nach Inbetriebnahme	Typ	in Betrieb seit	Nennleistung in Megawatt		Stillstand		Betriebsarbeit Brutto in GWh ¹⁾
			brutto	netto	geplant	ungeplant	
Obrigheim (KWO)	DWR	31.03.1969	357	340	1	1	2.919,6
Stade (KKS)	DWR	19.05.1972	672	640	2	2	5.311,9
Biblis A (KWb-A)	DWR	26.02.1975	1.225	1.167	0	1	4.233,7
Neckar 1 (GKN-1)	DWR	01.12.1976	840	785	1	0	6.513,5
Biblis B (KWb-B)	DWR	31.01.1977	1.300	1.240	2	0	3.389,7
Unterweser (KKU)	DWR	06.09.1979	1.350	1.285	1	2	10.432,9
Grafenrheinfeld (KKG)	DWR	17.08.1982	1.345	1.275	1	1	10.058,4
Grohnde (KWG)	DWR	01.02.1985	1.450	1.360	2	2	11.134,6



Sicherheitsphilosophie



Spiegelbild der
Sicherheit im Betrieb



Wichtige Ereignisse



Sachverhalte

Alle Rechte vorbehalten.

Nachdruck, auch auszugsweise, nur mit ausdrücklicher Genehmigung der GRS gestattet.

Impressum

Herausgeber: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Schwertnergasse 1, 50667 Köln

Fachliche Beiträge
zu diesem Bericht
haben geliefert:

S. Babst, H. Heinsohn, U. Jendrich, D. Jungclaus, K. Köberlein, K. Kotthoff, A. Kreuser,
H. Liemersdorf, F. Michel, W. Pfeffer, H. Reck, D. Rittig, M. Röwekamp, H. Schulz, R. Stück,
C. Verstegen, A. Voswinkel, N. Wetzel

Redaktionsteam: H.-P. Butz, U. Riedel, A. Voswinkel, H. Wurst (alle GRS)
G. Berberich, Köln; H.-J. Elwenspoek, Hamburg

Satz und Druck: Moeker Merkur Druck GmbH, Köln

Grafik: Lengowski und Partner, Köln

GRS – S – 46: 1. Auflage, Juli 1999
2. verbesserte Auflage, September 1999
3. Auflage, Januar 2003



Wir über uns

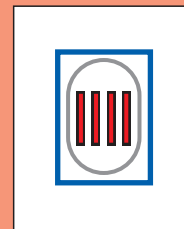
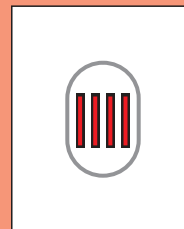
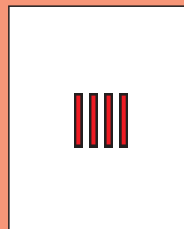
Der Dienstleister – Aufgaben und Auftraggeber der GRS 4



Sicherheitsphilosophie

Lage und Funktion – Kernkraftwerke in Deutschland 6

Reaktorsicherheit – das oberste Gebot 8



Nukleartechnische Barrieren



Einbau einer Armatur



Spiegelbild der Sicherheit im Betrieb

Von Zeit und Arbeit – Verringerung der Stillstandszeiten 16

Nach Weltmaßstäben – Bedeutung meldepflichtiger Ereignisse gering 22

Sicherheit hat Vorrang – RESA nur selten gebraucht 26

Triebfeder Vorsorge – Nachrüsten heißt verbessern, nicht ausbessern 30

Saubere Resultate – Nur geringfügige radioaktive Ableitungen 34

$w = 4,0 \cdot 10^{-6}$ – Wahrscheinlichkeit als Sicherheitsindikator 40



Wichtige Ereignisse

Rissen auf der Spur – Ein neues Prüfgerät zeigte sie auf 46

Jeder Tropfen zählt – Ein kleines Leck mit großen Auswirkungen 54

Kalt erwischt – Diagnose: Materialermüdung – Ursache: mehrere 58

Kapriolen – Das eigenwillige Verhalten eines Gleichrichters 62

Ein spannender Fall – Korrosion in Batterien führte zum Ausfall 68

Kleidungsprobleme – Risse in der Stellite von Ventilen 72

Abstand halten – Schäden an Brennelementen durch zuviel Reibung 76

Loch ohne Leck – Gebrochene Meßleitung als Brücke zur Umwelt 82



Prüfgerät für die Inspektion von Rohren (Rohrmoich)



GRS-Analysezentrum in Garching

Sachverhalte

Ein sprödes Thema – Streit um die Integrität eines Reaktordruckbehälters 88

Wieviel ist genug? – Von der Wissenschaft der Probabilistik 98

Heiße Konsequenzen – Wie wahrscheinlich ist Feuer in Kabelräumen? 102

Vorwort



Mit dem vorliegenden Bericht ermöglicht die GRS einer breiten Öffentlichkeit einen Überblick über die Betriebssicherheit der Kernkraftwerke in Deutschland. Grundlage bilden die technisch-wissenschaftlichen Untersuchungen der GRS zu betriebsnahen Sicherheitsfragen. Diese betreffen insbesondere die Auswertung der Betriebserfahrung und die Beurteilung sicherheitstechnischer Verbesserungen für Kernkraftwerke durch den fortgeschrittenen Stand von Wissenschaft und Technik. Die belastbare Klärung komplexer Sachverhalte erforderte langwierigere Untersuchungen und begründet den zeitlichen Verzug in den hier insbesondere behandelten Sicherheitsfragen der Jahre 1994 bis 1998 mit Schwerpunkt 1996. Die Vorbereitungen für den nachfolgenden Bericht bestätigen den hier aufgezeigten Trend der Betriebssicherheit der Kernkraftwerke. Es wurde versucht, diesen Bericht trotz der schwierigen Materie auch für den Nichtfachmann verständlich und ansprechend zu halten. Das technische Verstehen soll mit einer Vielzahl von Bildern unterstützt werden. Die nüchterne Darstellung einer technisch-wissenschaftlichen Veröffentlichung wurde bewußt verlassen.

Die Bewertung der Sicherheit von Kernkraftwerken und ihre beständige Verbesserung auf Grund neuerer Anforderungen aus der Betriebserfahrung, den laufend durchgeführten Sicherheitsanalysen sowie der Forschung und Entwicklung sind zentrale Aufgaben der GRS seit ihrer Gründung. Hier hat sie internationale Kompetenz erworben. Diese stellt sie insbesondere in den Dienst des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit. Es beauftragt die in den Bundesländern für Kernkraftwerke zuständigen Ministerien, daß diese die ihnen übertragene Aufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes zweckmäßig und ausgewogen wahrnehmen.

Angesichts der Komplexität der technischen, physikalischen und chemischen Zusammenhänge in Kernkraftwerken läßt sich die Lösung der gestellten Aufgaben nur interdisziplinär, das heißt bei gleichzeitigem Einsatz unterschiedlicher Wissensgebiete erreichen. Dabei ist eine internationale Kooperation schon allein wegen der vergleichsweise geringen Betriebserfahrung mit den Kernkraftwerken in Deutschland unabdingbar. Die vernetzte und gleichzeitig komplementäre Vorgehensweise hat sich als effektive und rationelle Methode von Anfang an bewährt. Mit ihr können mögliche Schwächen zuverlässig und frühzeitig erkannt werden, und zwar lange bevor es zu ernsthaften Störungen und/oder Störfällen im praktischen Betrieb kommt. Aus den analysierten Befunden und Ereignissen der Betriebserfahrung können dann Empfehlungen zur Abhilfe abgeleitet und an alle für die Sicherheit zuständigen Behörden und Fachorganisationen sowie an die Betreiber von Kernkraftwerken durch sogenannte Weiterleitungsnachrichten übermittelt werden.

.....

Fachliche Stellungnahmen zu neueren Erkenntnissen aus sicherheitstechnischen Untersuchungen und der Sicherheitsforschung können von den zuständigen Behörden zur zweckmäßigen und ausgewogenen Behandlung von Fachthemen bei der Aufsicht herangezogen werden.

Im Berichtszeitraum (1996) waren in Deutschland 20 Kernkraftwerke leistungsbereit und 19 tatsächlich in Betrieb. Diese Anlagen deckten mit über 22 Millionen Kilowatt installierter elektrischer Leistung mehr als ein Drittel des Strombedarfs. Bis heute hat sich insgesamt eine Betriebserfahrung von über 500 Reaktorbetriebsjahren angesammelt. Deutsche Kernkraftwerke zeichnen sich durch eine weltweit führend hohe Verfügbarkeit aus. Dies ist ein Ausdruck ihrer hervorragenden Zuverlässigkeit und ein Erfolg der aufwendigen Inspektionen und vorbeugenden Instandhaltung. Befunde und Störungen, die dennoch auftreten, werden genauestens analysiert und dienen als Basis für die ständige Überprüfung und weitere Verbesserungen.

Es zeigt sich, daß die Kernkraftwerke eine große Toleranz gegen in der Technik nicht vermeidbare, einzeln auftretende Fehler haben. Jedoch wird auch deutlich, daß die Suche nach systematischen Fehlern verstärkter Aufmerksamkeit bedarf. Trotz jeweils getroffener Gegenmaßnahmen zeigen sich derartige Fehler immer wieder in unterschiedlichen Varianten. Rechtzeitig entdeckt, verlieren sie ihre sicherheitstechnische Bedeutung. Werden Fehler jedoch zu spät aufgespürt, bergen sie die Gefahr, daß die mehrfach vorhandenen Sicherheitseinrichtungen dann nicht wirksam sind, wenn sie eventuell gebraucht werden. Inspektionen und vorbeugende Instandhaltung sind daher zukünftig verstärkt auf solche systematischen Fehler auszurichten. Sich abzeichnenden alterungsbedingten Erscheinungsformen ist verstärkte Aufmerksamkeit zu widmen.

Der vorliegende Bericht gibt nicht nur einen Überblick über die Betriebssicherheit der Kernkraftwerke in Deutschland, sondern bietet dem Leser auch die Möglichkeit, die Vorgehensweise der GRS bei ihren betriebsnahen Untersuchungen nachzuvollziehen. Die eingangs dargestellten wichtigen Zusammenhänge der Reaktorsicherheit sollen das Verständnis erleichtern.

Die GRS möchte mit diesem Bericht dem interessierten Leser einen ihrer Kernarbeitsbereiche auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit vorstellen. Er soll dabei einen Einblick erhalten in die hohe wissenschaftlich-technische Fachkompetenz der GRS und das interdisziplinäre Zusammenspiel der verschiedenen Fachgebiete der Reaktorsicherheit, die in der GRS vertreten und für diese komplexe Aufgabenstellung auch erforderlich sind.





GRS Köln



GRS Garching

Der Dienstleister

Aufgaben und Auftraggeber der GRS

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH sieht ihre wesentlichen Aufgaben darin, Erkenntnisse und Methoden, die dem Schutz von Mensch und Umwelt vor Gefahren und Risiken technischer Anlagen dienen, bereitzustellen und weiterzuentwickeln. Ihre Arbeit konzentriert sich insbesondere auf die kerntechnische Sicherheit und die nukleare Entsorgung. Für diese Bereiche ist die GRS die zentrale technisch-wissenschaftliche Expertenorganisation in Deutschland. Ihre fachliche Kompetenz gründet die GRS auf eigene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, technische Analysen und die Beurteilung des praktischen Betriebs der technischen Anlagen. Bei ihren Arbeiten erfüllt sie den Anspruch, den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik zu Grunde zu legen. Die Experten der GRS arbeiten unabhängig von fachlichen Weisungen.

Die GRS verfügt bei ihren insgesamt rund 540 Mitarbeitern über mehr als 400 qualifizierte Ingenieure und Wissenschaftler folgender Fachgebiete: Maschinenbau, Elektrotechnik, Physik, Kerntechnik, Verfahrenstechnik, Sicherheitstechnik, Bautechnik, Geophysik, Geochemie, Chemie, Meteorologie, Biologie, Mathematik, Informatik und Rechtswissenschaft.

Schwerpunkte der GRS-Arbeit sind:

- Forschung und Entwicklung zur Verbesserung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen
- Untersuchungen und sicherheitstechnische Bewertungen nuklearer und nichtnuklearer Anlagen
- Forschung und sicherheitstechnische Analysen auf dem Gebiet der Entsorgung einschließlich Endlagerung radioaktiver und chemisch-toxischer Abfälle
- Untersuchungen zum Strahlen- und Umweltschutz



GRS Braunschweig



GRS Berlin



Ihren Sitz hat die GRS in Köln und weitere Betriebsteile in Garching bei München, Berlin und Braunschweig sowie technische Büros in Paris, Moskau und Kiew.

Die Sachverständigen der GRS arbeiten schon seit Beginn der Kernenergieentwicklung in Deutschland in vielen internationalen Gremien mit. Darüber hinaus zeigt eine Reihe von Kooperationen mit ausländischen Partnern die starke internationale Ausrichtung der GRS. Dazu zählt in erster Linie die Zusammenarbeit mit ihrer französischen Partnerorganisation Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN).

Die GRS finanziert sich über Aufträge, die in Form von Projekten durchgeführt werden. Hauptauftraggeber sind das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), das Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) sowie das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS). Weiterhin erhält die GRS Aufträge von Landesbehörden, dem Umweltbundesamt und dem Auswärtigen Amt. Wichtigster ausländischer Auftraggeber ist die Europäische Kommission. Das Gesamtauftragsvolumen der GRS beträgt jährlich rund 108 Millionen DM.

Gesellschafter der GRS sind die Bundesrepublik Deutschland, vertreten durch den BMU, die Bundesländer Nordrhein-Westfalen und Bayern sowie die Technischen Überwachungs-Vereine und der Germanische Lloyd. Die GRS ist zertifiziert nach DIN EN ISO 9001.

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon (0221) 20 68-0
Telefax (0221) 20 68-888

Forschungsinstitute
85748 Garching

Telefon (089) 32 004-0
Telefax (089) 32 004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin

Telefon (030) 88 589-0
Telefax (030) 88 589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig

Telefon (0531) 80 12-0
Telefax (0531) 80 12-200

www.grs.de



Lage und Funktion

Kernkraftwerke in Deutschland



*Standorte der Kernkraftwerke
in Deutschland*

Das Kernkraftwerk Krümmel

Im Berichtszeitraum waren in
der Bundesrepublik Deutschland
20 Kernkraftwerke betriebsbereit.
Davon sind 14 Druckwasser- und
6 Siedewasserreaktoren.

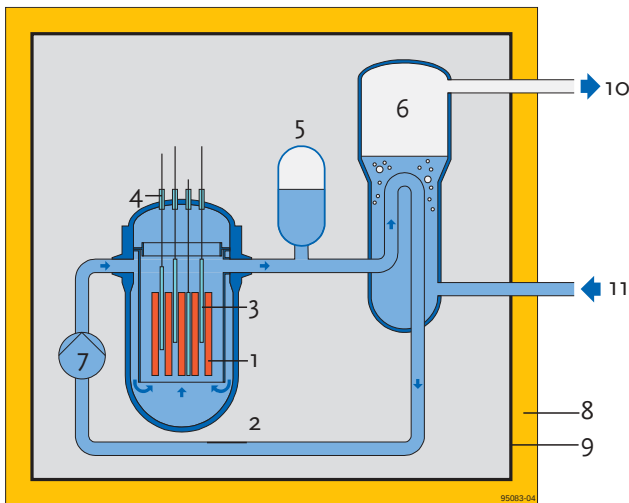
Rund 10 Milliarden Kilowattstunden liefert
das Kernkraftwerk Grafenrheinfeld jedes Jahr.
Das sind rund 16 Prozent des
bayerischen Strombedarfs.

Das Kernkraftwerk Brokdorf in der
Wilstermarsch an der Elbe wurde 1986 fertiggestellt.

Das Kernkraftwerk Biblis
arbeitet mit zwei Blöcken.



Funktionsschema eines Druckwasserreaktors



- | | |
|------------------------|-------------------|
| 1 Brennelemente | 7 Kühlmittelpumpe |
| 2 Reaktordruckbehälter | 8 Betonstruktur |
| 3 Steuerstäbe | 9 Stahldichthaut |
| 4 Steuerstabantriebe | 10 Dampf |
| 5 Druckhalter | 11 Wasser |
| 6 Dampferzeuger | |

Druckwasserreaktor (DWR): Bei einem Druckwasserreaktor transportieren Pumpen das durch die Kernspaltung aufgeheizte Wasser in einem geschlossenen Rohrleitungssystem, dem sogenannten Primärkreislauf, zu den Wärmetauschern. Dort gibt das Wasser einen Teil seiner Wärme ab und fließt wieder zurück zu den Brennelementen im Reaktordruckbehälter, um erneut Wärme aufzunehmen. Dieser Primärkreislauf steht unter einem so hohen Druck – daher der Name Druckwasserreaktor –, daß sein Wasser trotz einer Temperatur von mehr als 300 °C nicht sieden oder verdampfen kann. Dieser Prozeß findet erst im Wärmetauscher, dem sogenannten Dampferzeuger, statt. Er bildet die Nahtstelle zwischen dem Primärkreislauf und dem ebenfalls in sich geschlossenen Wasser-/Dampf- oder Sekundärkreislauf. Das Wasser des Sekundärkreislaufs kommt in den Dampferzeugern zum Sieden, der Dampf treibt die Turbine an. Der entspannte Dampf mit seiner nicht ausnutzbaren Wärme geht in einen wassergekühlten Kondensator. Von dort wird der zu Wasser kondensierte Dampf wieder zu den Dampferzeugern gepumpt.

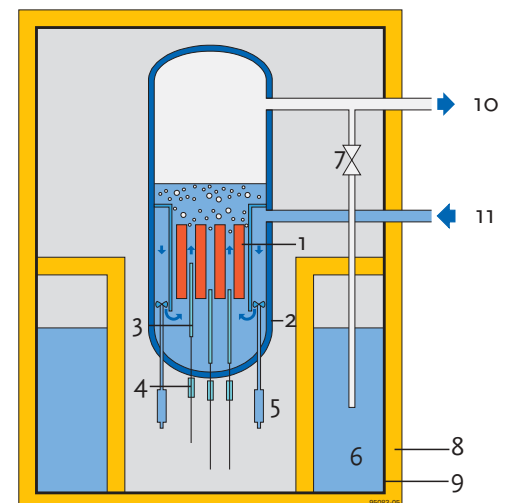
Das Kernkraftwerk Brunsbüttel liegt an der Unterelbe.



Siedewasserreaktor (SWR):

Der Siedewasserreaktor kommt mit nur einem geschlossenen Kreislauf aus. Das Kühlwasser verdampft zum großen Teil bereits im Reaktordruckbehälter. Dieser Dampf treibt direkt die Turbine und den angekoppelten Generator an, der die mechanische Energie in Elektrizität umwandelt. Wenn der Dampf seine nutzbare Energie in der Turbine abgearbeitet hat, wird er im Kondensator wieder zu Wasser verflüssigt. Dieses Wasser strömt erneut durch den Reaktorkern – der Wasser-/Dampf-Kreislauf ist geschlossen. Anders als beim Druckwasserreaktor gehört beim Siedewasserreaktor auch die Turbine zum sogenannten Kontrollbereich, dessen Radioaktivität ständig überwacht wird und der nur unter besonderen strahlenschutztechnischen Sicherheitsauflagen betreten werden darf.

Funktionsschema eines Siedewasserreaktors (Baulinie 72)



- | | |
|------------------------|-----------------------------------|
| 1 Brennelemente | 7 Sicherheits- und Abblaseventile |
| 2 Reaktordruckbehälter | 8 Betonstruktur |
| 3 Steuerstäbe | 9 Stahldichthaut |
| 4 Steuerstabantriebe | 10 Dampf |
| 5 Umwälzpumpen | 11 Wasser |
| 6 Kondensationskammer | |

Reaktorsicherheit – das oberste Gebot

Die Schutzziele

Alle Maßnahmen im Umfeld der Reaktorsicherheit dienen letztlich einem obersten Sicherheitsziel: dem Schutz der Bevölkerung und des Kraftwerkspersonals vor radioaktiven Stoffen. Davon abgeleitet sind die Ziele, den Reaktor jederzeit abschalten und im abgeschalteten Zustand halten zu können, auch bei abgeschaltetem Reaktor die im Reaktorkern anfallende Wärme sicher abführen zu können und die Barrieren zum Einschluß der radioaktiven Stoffe dichthalten zu können.

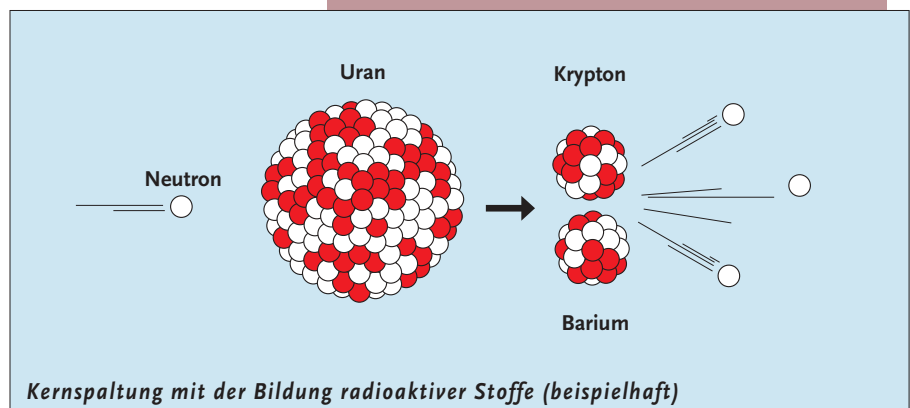
Mehrstufige, gestaffelte Sicherheitsvorkehrungen als grundlegendes Prinzip der Reaktorsicherheit. Nachrüstungen sorgen auch bei älteren Anlagen für ein hohes Sicherheitsniveau. Sicherheit wird regelmäßig überprüft.

Die drei Ziele

1. sichere Abschaltung des Reaktors,
2. sichere Wärmeabfuhr und
3. sicherer Einschluß der radioaktiven Stoffe

werden Schutzziele genannt und bilden zusammen mit dem obersten Sicherheitsziel das Schutzzielkonzept der Reaktorsicherheit.

Zunehmend wird ein viertes Schutzziel genannt: Begrenzung der Strahlenexposition. Dieses Schutzziel kann aber auch als eine Erweiterung des „sicheren Einschusses der radioaktiven Stoffe“ interpretiert werden. Die Einhaltung dieses Schutzzielkonzepts garantiert einen sicheren Reaktorbetrieb. Das Schutzzielkonzept definiert nicht nur die Grundzüge der Reaktorsicherheit, sondern wird zunehmend auch benutzt, um das Sicherheitsniveau – vor allem der älteren Kraftwerke – nachzuweisen. Dazu mehr am Ende dieses Kapitels.



Kernspaltung

Bei der Kernspaltung wird Energie (in Form von Wärme) freigesetzt, die im Kernkraftwerk in elektrische Energie umgewandelt und damit technisch nutzbar gemacht wird. Dabei entstehen unvermeidlich radioaktive Stoffe.

Die betriebsbedingten Ableitungen radioaktiver Stoffe schlagen bei der Strahlenexposition der Bevölkerung kaum zu Buche. Sie beträgt weniger als ein Prozent der natürlichen Strahlenexposition. Insgesamt schöpfen die Kernkraftwerke nur zu einem kleinen Teil den Jahresgrenzwert für die Strahlenexposition der Bevölkerung aus.



Das mehrstufige Schutzkonzept

Das Schutzzielkonzept wird in der Reaktorsicherheit durch die Maßnahmen des gestaffelten Sicherheitskonzepts erreicht. Diese umfassen als wichtigste Maßnahme den sicheren Einschluß der radioaktiven Stoffe, die im wesentlichen im Reaktorkern während des Betriebs entstehen und dort auch konzentriert sind. Der Einschluß dieser radioaktiven Stoffe erfolgt bei Kernkraftwerken durch mehrere, hintereinander angeordnete Barrieren, die sich zwischen den radioaktiven Stoffen und der Kraftwerksumgebung befinden. Diese Barrieren sind konkret

- die Brennstabhüllen, die den Brennstoff umschließen,
- der Reaktorkühlkreislauf, der das für die Brennstabkühlung benötigte Kühlmittel umschließt, und
- der Sicherheitsbehälter, der den Reaktorkühlkreislauf umschließt.

Die Dichtheit bzw. Integrität der Barrieren kann durch vielfältige Einflüsse aus den Kraftwerksprozessen gefährdet werden, aber auch durch Einflüsse wie Brand, Erdbeben oder Flugzeugabsturz. Deshalb werden die Barrieren durch umfangreiche

Sicherheitsvorkehrungen geschützt. Weil diese Sicherheitsvorkehrungen mehrstufig aufgebaut sind und sukzessive zum Einsatz kommen, sprechen Sicherheitsfachleute von einem mehrstufigen Schutzkonzept oder, zusammen mit den Barrieren, vom gestaffelten Sicherheitskonzept (im internationalen Sprachgebrauch als „defense-in-depth“ bezeichnet).

Das mehrstufige Schutzkonzept besteht aus technischen Einrichtungen sowie aus organisatorischen Maßnahmen, die jeweils zusammengefaßt den einzelnen Stufen – auch als Sicherheitsebenen bezeichnet – zugeordnet werden. Jede Sicherheitsebene verfolgt konkrete, ihr zugeordnete Ziele. So ist Ziel der **Ebene 1** den ungestörten Anlagenbetrieb (Normalbetrieb) zu gewährleisten. Folgerichtig bestehen die zugehörigen Schutzmaßnahmen zum einen aus technischen Einrichtungen und betrieblichen Abläufen mit hoher Qualität, zum anderen aus qualifiziertem Personal mit sicherheitsbezogenem Handeln. Ebenso gehört zu dieser Ebene ein ausgewogenes Instandhaltungskonzept mit wiederkehrenden Prüfungen, Inspektions- und Wartungsmaßnahmen. Ungestörter Anlagenbetrieb bedeutet einen Betrieb frei von Störungen und Störfällen.

Jede Ebene enthält sicherheitstechnische Ziele und ein Bündel von Maßnahmen, die das Erreichen der Ziele gewährleisten. Die Ebenen sind gestaffelt aufgebaut, d.h., im Falle einer Störung oder eines Störfalles werden sie nacheinander wirksam. Nur wenn Ebenen unwirksam sind, kann sich der Anlagenzustand zu der nächsten Ebene hin verlagern. Das heißt, aus einer Betriebsstörung kann sich ein Störfall entwickeln oder aus einem Störfall ein Unfall.

Schematische Darstellung des mehrstufigen Schutzkonzeptes

Ebene 4	Unfall	Ziel: a: Beherrschung seltener Ereignisse; b: Vermeidung von Kernschäden; c: Schadensminderung bei Kernschäden
		Schutzmaßnahme: Spezielle Maßnahmen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes
Ebene 3	Störfall	Ziel: Beherrschung von Auslegungstörfällen
		Schutzmaßnahme: Inhärent sicheres Anlagenverhalten und Sicherheitssysteme
Ebene 2	Störung	Ziel: Verhinderung von Störfällen
		Schutzmaßnahme: Inhärent sicheres Anlagenverhalten und technische Einrichtungen, zum Beispiel Begrenzungseinrichtungen
Ebene 1	Normalbetrieb	Ziel: Verhinderung von Betriebsstörungen und Minimierung der Abgaben radioaktiver Stoffe
		Schutzmaßnahme: Hohe Qualität technischer Einrichtungen und der betrieblichen Abläufe sowie sicherheitsbezogenes Handeln



Nukleartechnische Barrieren

1. Barriere: Die gasdicht verschweißten **Brennstabhüllrohre** umschließen den Brennstoff mit den Spaltprodukten.



2. Barriere: Der **Reaktordruckbehälter**, zusammen mit dem geschlossenen Reaktorkühlkreislauf, umschließt das Kühlmittel, das den Reaktorkern durchströmt.



3. Barriere: Der **Sicherheitsbehälter** aus Stahl. Er umschließt den Reaktorkühlkreislauf gasdicht und druckfest und schützt so die Umgebung vor radioaktiven Stoffen, die aus dem Reaktorkühlkreislauf entweichen könnten. Er kann alle Belastungen aufnehmen, die sich bei Störfällen in der Reaktoranlage ergeben und nicht von den vorgelagerten Barrieren abgefangen wurden.



Nukleartechnische Barrieren

Auslegungsstörfälle

Auslegungsstörfälle sind ausgewählte Störfälle, die für die Dimensionierung und Gestaltung (Auslegung) der Sicherheitssysteme zur Beherrschung des gesamten Störfallspektrums repräsentativ sind. Sie beruhen auf Sicherheitsanalysen, Begutachtungen und Betriebserfahrung. Die Beherrschung von Auslegungsstörfällen impliziert die Einhaltung des Schutzzielkonzepts.

Die **Ebene 2** umfaßt Maßnahmen zum Erkennen und Beherrschen von Betriebsstörungen (anomaler Betrieb), das heißt, sie sorgen dafür, daß sich Störungen nicht zu Störfällen ausweiten. Diese Maßnahmen sind beispielsweise Begrenzungseinrichtungen und Überwachungssysteme, die Schäden erkennen, noch bevor sie sich zu Störfällen ausweiten. Maßnahmen der Ebene 2 kommen zum Einsatz, wenn der ungestörte Betrieb aus irgendwelchen Gründen – dies sind in der Regel technische Störungen – nicht fortgesetzt werden kann.

Sollte eine Störung auftreten und gleichzeitig die Maßnahmen der Ebene 2 unwirksam bleiben, kann sich diese zu einem Störfall ausweiten. Jetzt greifen die Maßnahmen der **Ebene 3** und stellen sicher, daß die oben erläuterten Schutzziele eingehalten werden, das Kraftwerk also in einem sicheren Zustand gehalten und die Bevölkerung vor unzulässiger Strahlenbelastung geschützt wird. Zur Ebene 3 gehören die Sicherheitssysteme mit ihrer hohen Qualität und großzügigen Auslegung. Das bedeutet, es sind stets mehr Einrichtungen vorhanden, als zur Störfallbeherrschung erforderlich sind. Es sind Vorkehrungen getroffen, die dafür sorgen, daß mehrfach vorhandene gleichartige Einrichtungen nicht durch eine einzige Ursache gleichzeitig ausfallen. Die Sicherheitssysteme sind gegen Brand geschützt, und ihr Betrieb ist unabhängig von einer äußeren Energieversorgung. Die Funktionsfähigkeit wird regelmäßig durch Prüfungen nachgewiesen.

Die **Ebene 4** umfaßt alle Maßnahmen, mit der Ereignisse beherrscht werden sollen, bzw. die Auswirkungen von Ereignissen gemindert werden sollen, die über die Ereignisse der Ebene 3 hinausgehen. Diese Ereignisse treten extrem selten auf. Zu ihnen gehört beispielsweise der Absturz eines Flugzeuges (Ebene 4a) auf ein Kernkraftwerk oder der Ausfall von Sicherheitssystemen bei einem eingetretenen Störfall (Ebene 4b). Letzteres bedeutet Unwirksamkeit der Ebene 3. Da diese Ereignisse sehr selten auftreten, sind nicht in gleichem Umfang vorgeplante Einrichtungen zur Beherrschung vorhanden, vielmehr wird von anderen vorhandenen Systemen Gebrauch gemacht. Ereignisse der Ebene 4 sind also keine Auslegungsstörfälle. Teilweise sind auch spezielle Einrichtungen eingebaut worden, mit denen über die Störfälle hinausgehende Ereignisse noch so beherrscht werden, daß keine Schäden am Reaktorkern entstehen. Sollten sich Ereignisse der Ebene 4 trotz aller eingeleiteter Maßnahmen so weiter entwickeln, daß die erste Barriere – die Brennstabhüllrohre – beschädigt wird, spricht man von einem Ereignis der Ebene 4c. Es kann jetzt zum Austritt radioaktiver Stoffe kommen. Alle Maßnahmen zielen jetzt darauf ab, die radioaktiven Stoffe innerhalb der letzten Barriere – dem Sicherheitsbehälter – zu halten und die Auswirkungen auf die Umgebung zu minimieren. Zu den Maßnahmen zählt das Zuschalten spezieller Filtereinrichtungen oder Maßnahmen des Umgebungsschutzes.

Inhärente Sicherheit

Unter der inhärenten Sicherheit versteht man die Eigenschaft einer Reaktoranlage, Schutzziele allein aufgrund physikalischer Effekte und ohne spezielle Schutzaktionen zu erreichen, z.B. Begrenzen eines schnellen, unkontrollierten Leistungsanstiegs auf Grund prompter Rückkopplungseigenschaften des Reaktorkerns.

INSAG

Die International Safety Advisory Group (INSAG) ist eine Organisation der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEO), die mit internationalen Experten besetzt ist. Sie gibt unter anderem Regeln zu grundlegenden Fragen der Kerntechnik heraus. Die Regel INSAG-3 (Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants) enthält grundlegende Anforderungen an Herstellung und Konstruktion, die Störfallbeherrschung, die Betriebsführung und den Strahlenschutz bei Kernkraftwerken.

Das gestaffelte Sicherheitskonzept

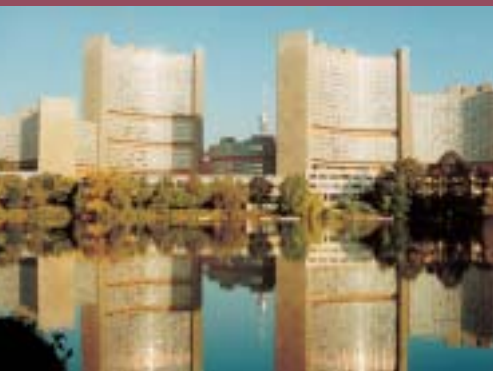
Die Barrieren zum Einschluß der radioaktiven Stoffe und das mehrstufige Schutzkonzept zusammen bilden das gestaffelte Sicherheitskonzept.

Dieses Grundprinzip der Reaktorsicherheit ist seit Beginn des Einsatzes von Kernkraftwerken in Deutschland vor mehr als 30 Jahren unverändert geblieben, doch hat sich die technische Realisierung auf Grund von Erkenntnissen aus dem Reaktorbetrieb, aus der Reaktorsicherheitsforschung und auf

Grund des allgemeinen technisch-wissenschaftlichen Fortschritts in zahlreichen Punkten weiterentwickelt.

Die Barrieren sind bei allen Kernkraftwerken grundsätzlich gleich, das mehrstufige Schutzkonzept hingegen ist bei einzelnen Kernkraftwerken unterschiedlich realisiert. Dies liegt am unterschiedlichen Alter der Kraftwerke.

Die technische Ausführung eines Kraftwerkes spiegelt sich immer an dem während des Errichtungszeitpunktes vorhandenen Stand von



*Die Internationale
Atomenergie Organisation in Wien*



*Das Bundesministerium für Umwelt,
Naturschutz und Reaktorsicherheit in Bonn*



*Das Bundesamt für Strahlen-
schutz in Salzburg*

Deterministische und probabilistische Bewertung

Die **deterministische Bewertung** geht von Versagenskriterien der technischen Praxis aus. Dabei wird überprüft, ob diese Kriterien über oder unterschritten werden, und danach das Ausfallverhalten beurteilt. Sie verwendet vereinfachende, auf der sicheren Seite liegende Annahmen und berücksichtigt Unsicherheiten durch Sicherheitszuschläge.

Die **probabilistische Bewertung** geht davon aus, daß der Ausfall immer gegeben und nur eine Frage der Wahrscheinlichkeit ist. Bei der Feststellung der Ausfallwahrscheinlichkeiten wird die vorhandene Betriebserfahrung quantitativ berücksichtigt und die Unsicherheit der Aussagen ermittelt.

Wissenschaft und Technik wider. Ein ganz wesentlicher Aspekt der Reaktorsicherheitspraxis ist, daß alle Kernkraftwerke nicht auf dem einmal vorhandenen Sicherheitsniveau verbleiben, sondern ständig durch Nachrüstungen an den neuesten Sicherheitsstandard herangeführt werden. Diesem Umstand ist es zu verdanken, daß die Gestaltung des mehrstufigen Schutzkonzeptes von älteren Anlagen mit dem neueren durchaus vergleichbar ist. Alle Kraftwerke erreichen das nach der internationalen Richtlinie INSAG-3 empfohlene Sicherheitsniveau.

Kontinuierliche Verfolgung des Sicherheitsniveaus

Die Sicherheit einer Anlage wird vor der Inbetriebnahme im Rahmen des Genehmigungsverfahrens bewertet, dessen einzelne Schritte, Überprüfungen und Sicherheitsdokumentationen durch das kerntechnische Regelwerk festgelegt sind. Nach der Inbetriebnahme ist für die gesamte Betriebszeit einer Anlage zu gewährleisten, daß der einmal genehmigte Sicherheitsstatus mindestens erhalten bleibt bzw. mit der Entwicklung der Sicherheitstechnik fortschreitet. Dazu werden Sicherheitsbewertungen kontinuierlich im Rahmen des Aufsichtsverfahrens, diskontinuierlich oder periodisch durch spezielle Sicherheitsüberprüfungen und anhand von Risikostudien durchgeführt.

Die Einhaltung der technischen Vorschriften wird gemäß Regelwerk oder schutzzielorientiert nach deterministischen Gesichtspunkten beurteilt. Dabei wird überprüft, ob das Regelwerk getreu oder sinngemäß bezüglich des obersten Sicherheitsziels und der Schutzziele eingehalten wird. Letztere Vorgehensweise nennt man schutzzielorientierte Sicherheitsanalyse.

Darüber hinaus gibt es wichtige Erkenntnisse zur Sicherheit aus dem langjährigen Anlagenbetrieb. Diese Betriebserfahrung fließt bei den probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) systematisch in die Beurteilung des Sicherheitsniveaus eines Kernkraftwerkes ein. Die probabilistische Sicherheitsanalyse ergänzt die deterministische Analyse.

International ist es üblich, die Erkenntnisse aus probabilistischen Sicherheitsanalysen zur Sicherheitsbewertung heranzuziehen.

Nationale und internationale Institutionen, die auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit tätig sind

Die Internationale Atomenergie Organisation (IAEO) ist die zentrale zwischenstaatliche Stelle für wissenschaftliche und technische Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Kerntechnik. Sie wacht über die weltweite Einhaltung kerntechnischer Sicherheitsstandards und führt Programme zur internationalen Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen durch.

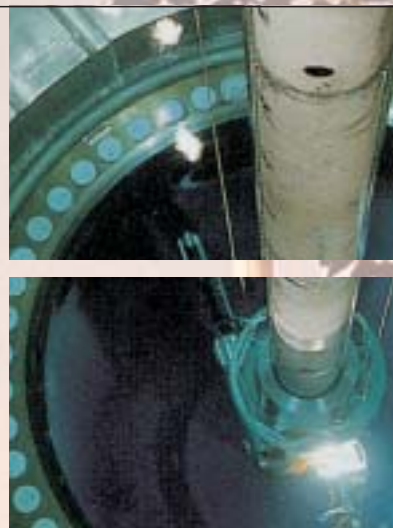
Die Nuclear Energy Agency (NEA), gegründet 1958, ist eine Organisation innerhalb der OECD (Organization for Economic Co-operation and Development) mit Sitz in Paris. Sie trägt zur Entwicklung der Kernenergie als sichere, umweltverträgliche und wirtschaftliche Energiequelle innerhalb der 27 Mitgliedsstaaten bei. Zentrale Arbeitsgebiete sind: die nukleare Sicherheit, der Strahlenschutz, Abfallmanagement, Öffentlichkeitsarbeit, Regelwerke und die kerntechnische Weiterentwicklung. Wichtigste Organe sind die mit internationalen Experten besetzten „Technischen Komitees“. Die GRS vertritt hier die Bundesrepublik.

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) nimmt auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit die Zweckmäßigkeitssaufsicht über die Länder wahr (Bundesaufsicht). Die Länder vollziehen das Atomgesetz im Auftrag des Bundes. Das BMU kann im Falle unterschiedlicher Auffassungen gegebenenfalls verbindliche Weisungen an die Landesbehörden erteilen. Im Rahmen der Zweckmäßigkeitssaufsicht nimmt der BMU länderübergreifende und koordinierende Aufgaben wahr, zum Beispiel bei der Formulierung sicherheitstechnischer Vorschriften, auf dem Gebiet des nationalen Erfahrungsaustausches oder der internationalen Zusammenarbeit.

Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) ist eine Behörde im Geschäftsbereich des BMU. Es nimmt Vollzugsaufgaben des Bundes nach dem Atomgesetz und dem Strahlenschutzvorsorgegesetz wahr, erfüllt Aufgaben auf dem Gebiet des Strahlenschutzes, der kerntechnischen Sicherheit, der Beförderung radioaktiver Stoffe und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Es unterstützt das Umweltministerium bei der Wahrnehmung der Bundesaufsicht.

Das internationale Regelwerk INSAG-3 gibt auf internationaler Ebene ein zu erreichendes Sicherheitsniveau vor. In deutschen behördlichen Vorschriften gibt es noch keine expliziten Vorgaben für probabilistische Orientierungswerte. Dessen ungeachtet werden auch in Deutschland probabilistische Analysen durchgeführt. Die Ergebnisse bescheinigen den deutschen Kernkraftwerken ein Sicherheitsniveau, das weit über den internationalen Mindeststandard hinausgeht.

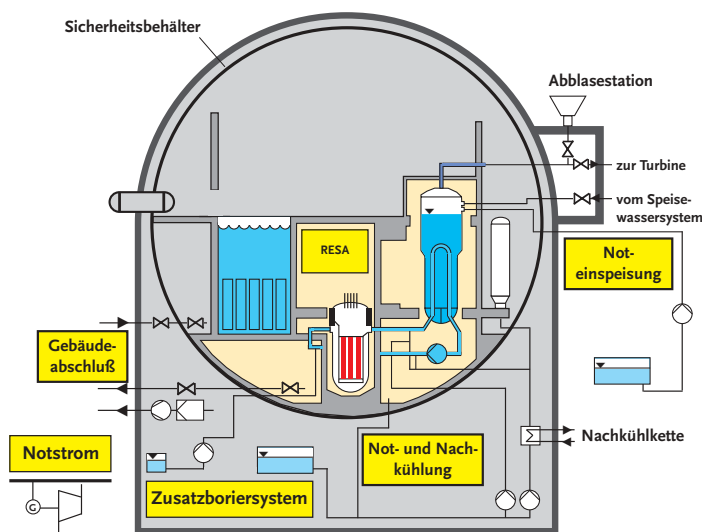
Die Sicherheitsbewertungen und die dabei zu führenden Nachweise erbringen grundsätzlich die Betreiber der Kernkraftwerke. Die Überprüfung dieser Bewertung obliegt der für das Kraftwerk zuständigen Aufsichtsbehörde und den von ihr hinzugezogenen Sachverständigen. Im Fall anlagenübergreifender Sicherheitsbewertungen obliegt die Überprüfung dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit und seinen Beratungsgremien oder Sachverständigenorganisationen. Die GRS ist als Sachverständigenorganisation in die Überprüfungen und Bewertungen einbezogen.





Sicherheitstechnische Einrichtungen in einem Kernkraftwerk

Druckwasserreaktor



Sicherheitstechnische Einrichtungen

Die umfangreichen technischen Sicherheitssysteme in einem Kernkraftwerk greifen bei etwaigen Störfällen automatisch ein, um die Barrieren zu schützen, die Spaltprodukte sicher einzuschließen und die Schadensfolgen soweit wie möglich zu begrenzen. Bei einem Druckwasserreaktor umfassen die Sicherheitseinrichtungen beispielsweise:

Das **Reaktorschutzsystem** erfaßt alle sicherheitstechnisch relevanten Meßgrößen und leitet beim Erreichen von Grenzwerten automatisch Schutzaktionen ein.

Das System zur **Reaktorschnellabschaltung (RESA)** unterbricht die Kettenreaktion in Sekundenschnelle. Damit reduziert sich die Wärmeproduktion im Reaktorkern auf die Nachzerfallswärme.

Das **Notstromsystem** versorgt bei Stromausfall alle sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten mit elektrischer Energie.

Das **Not- und Nachkühlsystem** führt nach dem Abschalten und Abkühlen des Reaktors langfristig die Nachzerfallswärme ab. Außerdem hat es die Aufgabe, bei einem Kühlmittelverlust das ausströmende Wasser im Reaktorkühlkreislauf zu ersetzen.

Das **Noteinspeisesystem** übernimmt den Abtransport der Wärme aus den Dampferzeugern, wenn das Hauptspeisewassersystem nicht zur Verfügung steht.

Das **Gebäudeabschlußsystem** mit seinen Lüftungsklappen und Ventilen regelt den Sicherheitsbehälter bei allen Störungen und Störfällen, die radioaktive Stoffe freisetzen können, hermetisch gegen die Außenatmosphäre ab.

Das **Zusatzboriersystem** ergänzt Kühlmittel bei äußeren Einwirkungen, es wird beim „Dampferzeugerheizrohrbruch“ benötigt und kann den Reaktor durch Borsäureeinspeisung abschalten, wenn die Reaktorschnellabschaltung nicht verfügbar sein sollte.

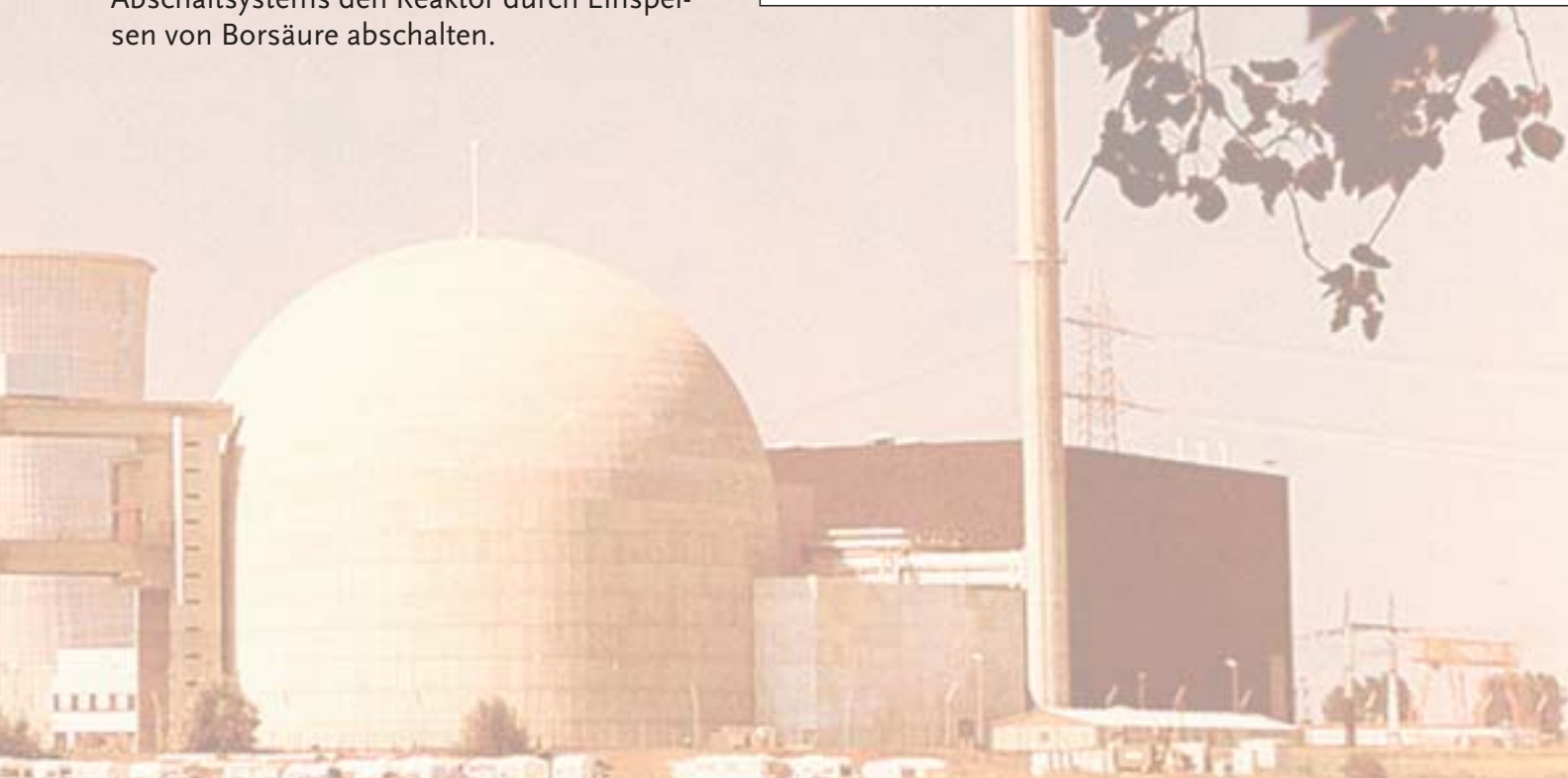
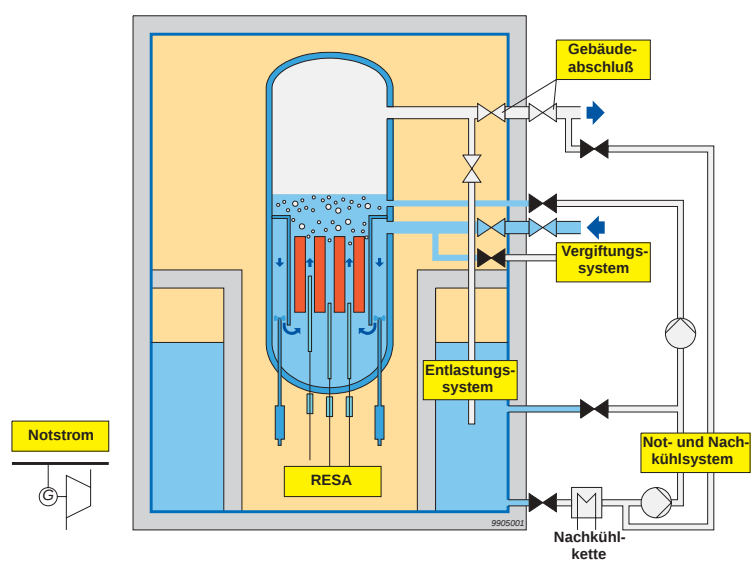


Die sicherheitstechnischen Einrichtungen beim Siedewasserreaktor dienen den gleichen Zielen wie die des Druckwasserreaktors. Wegen des anderen Konzepts des Siedewasserreaktors haben die sicherheitstechnischen Einrichtungen beim Druckwasserreaktor teilweise eine andere Funktionsweise. Die Baulinie 69 und die Baulinie 72 unterscheiden sich in erster Linie bei den Einrichtungen für die Not- und Nachkühlung.

Das **Entlastungssystem** dient zur Druckentlastung des Reaktor Druckbehälters bei Störfällen, beispielsweise wenn der Turbinenkondensator für die Dampfentnahme nicht mehr zur Verfügung steht. Dazu wird nach Öffnen von Ventilen der Dampf in eine Wasservorlage abgeblasen und kondensiert dort. Die Wasservorlage wird über das Not- und Nachkühlungssystem gekühlt. Die Ventile des Entlastungssystems nehmen zusätzlich die Funktion von Sicherheitsventilen wahr.

Das **Vergiftungssystem** soll bei Ausfall des Abschaltsystems den Reaktor durch Einspeisen von Borsäure abschalten.

Siedewasserreaktor der Baulinie 72





Von Zeit und Arbeit

Verringerung der Stillstandszeiten

Das Kernkraftwerk Gundremmingen besteht aus drei Blöcken mit Siedewasserreaktoren. Block A wurde 1980 stillgelegt. Die Blöcke B und C sind seit 1984 in Betrieb.

Einige grundlegende Daten sollen die Nutzung der Kernenergie im Jahre 1996 in der Bundesrepublik Deutschland veranschaulichen. Es waren 20 Kernkraftwerke betriebsbereit mit einer installierten elektrischen Leistung (Bruttolleistung) von insgesamt 23 451 MWe (MWe = Millionen Watt, elektrisch). Für die Einspeisung in das Netz standen 22 282 MWe (Nettolleistung) bereit. Die Differenz benötigten die Kernkraftwerke für den Betrieb der anlageninternen Verbraucher, wie Pumpen, Ventile, Steuerung. Seit Aufhebung seiner ersten Teilerrichtungsgenehmigung 1988 steht der Druckwasserreaktor Mülheim-Kärlich still. Der Betreiber drängt jedoch auf eine Wiedereinbetriebnahme.

betrafen das Profil der Schaufeln der Turbinen und bewirken somit eine bessere Umsetzung des strömenden Dampfes in eine drehende, den Generator treibende Bewegung. Zudem wurde auch die Anzahl der Schaufelreihen erhöht. Auch wenn die endgültige Abschaltung des Kernkraftwerkes Würgassen



Die beiden Druckwasserreaktoren des Gemeinschaftskernkraftwerks Neckar wurden 1976 und 1989 in Betrieb genommen.

Mehr Betriebsarbeit trotz der Abschaltung von Würgassen

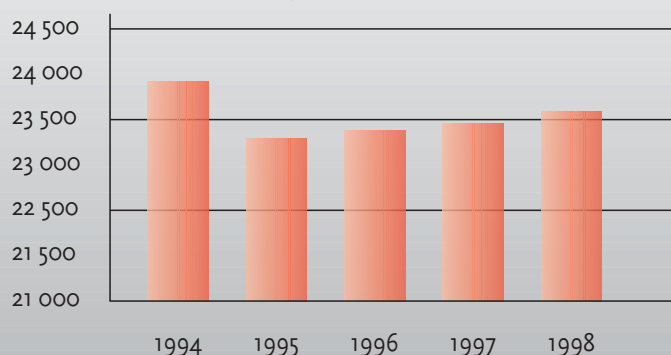
Die installierte Bruttolleistung ist in den Jahren 1995 bis 1998 kontinuierlich gestiegen. Ursache dafür sind betriebliche Verbesserungen. Den wesentlichen Beitrag leisteten Steigerungen des Wirkungsgrades an Turbine und Generator. Der Wirkungsgrad beschreibt, welcher Anteil der eingesetzten Energie (Dampf) in Strom umgewandelt wird. Die Veränderungen

(1994) die installierte Leistung an Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland um 670 MWe verringert hat, sank die Gesamtbruttolleistung 1998 nur um 421 MWe gegenüber 1994. Grund dafür sind die von mehreren Kernkraftwerken erbrachten Leistungssteigerungen.



Durch den Einbau neuer Schaufelreihen wurde in mehreren Kernkraftwerken der Wirkungsgrad der Turbinen erhöht.

Installierte Bruttolleistung in MWe





Ausgewählte Betriebsdaten der Kernkraftwerke

Kernkraftwerke geordnet nach Inbetriebnahme	Typ	in Betrieb seit	Nennleistung in Megawatt		Stillstand		Betriebsergebnisse	
			brutto	netto	geplant	ungeplant	Betriebsarbeit Brutto in GWh ³	Zeitverfügbarkeit in Prozent
Obrigheim (KWO)	DWR	31.03.1969	357	340	1	1	2 919,6	93,4
Stade (KKS)	DWR	19.05.1972	672	640	2	2	5 311,9	91,6
Biblis A (KWB-A)	DWR	26.02.1975	1 225	1 167	0	1	4 253,7	39,9
Neckar 1 (GKN-1)	DWR	01.12.1976	840	785	1	0	6 513,5	94,5
Biblis B (KWB-B)	DWR	31.01.1977	1 300	1 240	2	0	8 389,7	80,7
Unterweser (KKU)	DWR	06.09.1979	1 350	1 285	1	2	10 432,0	91,7
Grafenrheinfeld (KKG)	DWR	17.06.1982	1 345	1 275	1	1	10 058,4	89,8
Grohnde (KWG)	DWR	01.02.1985	1 430	1 360	2	2	11 134,6	89,5
Philippsburg 2 (KKP-2)	DWR	18.04.1985	1 424	1 358	1	0	11 472,5	93,3
Brokdorf (KBR)	DWR	22.12.1986	1 395	1 326	1	1	11 124,6	93,9
Mülheim-Kärlich (KMK)	DWR	01.10.1987	1 302	1 219	0	0	0,0	0,0
Isar 2 (KKI-2)	DWR	09.04.1988	1 440	1 365	1	1	10 879,8	90,9
Emsland (KKE)	DWR	15.07.1988	1 363	1 290	1	0	11 136,6	93,3
Neckar 2 (GKN-2)	DWR	15.04.1989	1 365	1 269	1	0	11 353,4	95,8
Brunsbüttel (KKB)	SWR	09.02.1977	806	771	2	1	4 909,6	87,7
Isar 1 (KKI-1)	SWR	02.01.1979	907	870	2	4	6 077,3	87,4
Philippsburg 1 (KKP-1)	SWR	26.03.1980	926	890	1	5	7 250,6	92,3
Krümmel (KKK)	SWR	28.03.1984	1 316	1 260	3	0	8 630,9	85,8
Gundremmingen B (KRB-B)	SWR	19.07.1984	1 344	1 284	3	0	9 864,9	90,0
Gundremmingen C (KRB-C)	SWR	18.01.1985	1 344	1 288	3	1	9 988,2	92,7
Insgesamt			23 451	22 282	29	22	16 1701,8	
Mittelwert								83,7

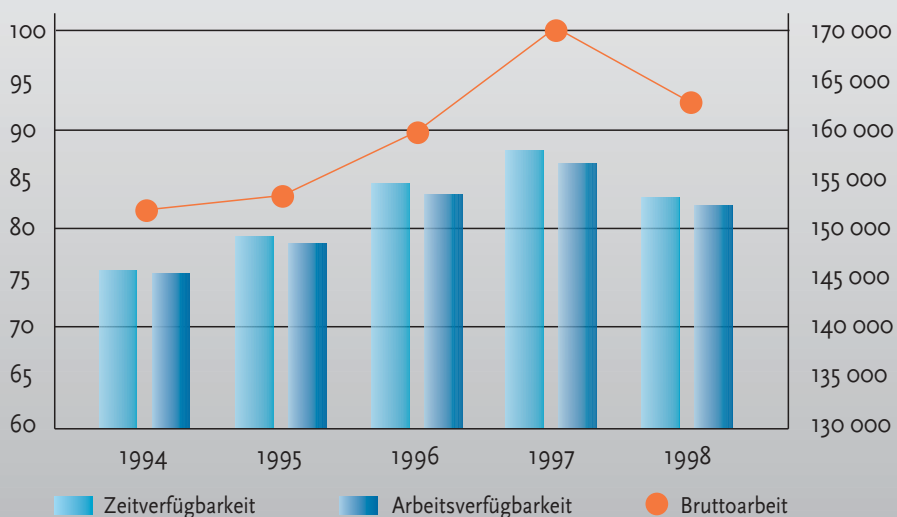
¹ davon 12 Tage Stillstand auf Grund fehlender behördlicher Wiederanfahrgehmigung

² davon 27 Tage Stillstand wegen vorübergehender Aufhebung der Genehmigung zum Einsatz von Brennelementen des Herstellers General Electric und formaler Bearbeitungszeit für den Zustimmungsbescheid durch die Aufsichtsbehörde

³ GWh = Gigawattstunden; Millionen Kilowattstunden

Mittlere Verfügbarkeit in %

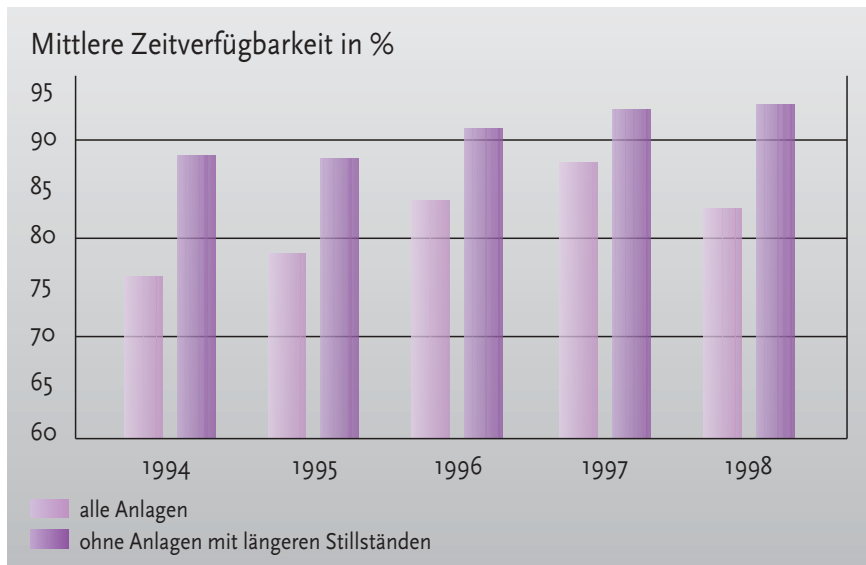
Bruttoarbeit in GWh



Der Rückgang an installierter Leistung wurde mehr als wettgemacht durch die im internationalen Vergleich hervorragenden Betriebsergebnisse. So konnte die in das Netz eingespeiste Energie 1996 gegenüber 1995 um etwa fünf Prozent gesteigert werden. Maßgeblich dafür war die höhere Verfügbarkeit der Anlagen.

Die Zeitverfügbarkeit, gemittelt über alle 20 Anlagen (also einschließlich Mülheim-Kärlich), erhöhte sich 1996 gegenüber dem Vorjahr um 4,6 Prozent auf 83,7 Prozent. Die Arbeitsverfügbarkeit konnte ebenfalls um 4,6 auf 82,8 Prozent gesteigert werden.

Revisionszeit für 1996		
Arbeitsverfügbarkeit in Prozent	Datum	Dauer in Tagen
93,1	28.09. - 21.10.	24
91,4	09.02. - 10.03.	30
39,7	Stillstand bis 08.08.1996	
92,0	15.06. - 05.07.	20
80,1	07.03. - 13.05.	67
91,3	03.05. - 17.06.	45
89,1	25.05. - 30.06.	36
89,2	23.03. - 15.04.	24
93,1	26.07. - 20.08.	25
93,2	28.05. - 21.06.	24
0,0	Stillstand seit 09.09.1988	
90,7	21.09. - 24.10.	33
93,2	27.04. - 21.05.	24
95,2	17.08. - 01.09.	15
82,2	27.07. - 28.09.	63 ¹
86,2	23.02. - 31.03.	37
91,4	15.05. - 09.06.	26
83,9	30.08. - 08.11.	70 ²
88,6	20.02. - 07.03.	34
91,7	05.07. - 27.07.	22
82,8		34



Die Verfügbarkeiten von 1996 liegen im Vergleich mit jenen der Jahre 1994 bis 1995 insgesamt höher. Die vergleichsweise niedrigen Werte des Jahres 1994 sind auf lange Stillstände der Siedewasserreaktoren Brunsbüttel und Krümmel zurückzuführen. In den letzten Jahren ist eine Entwicklung zu beobachten, die Betriebszeiten zwischen den Revisionen zu verlängern. Daher konnten in einigen Jahren Kraftwerke das ganze Jahr über ohne Revision gefahren werden.

Interessant ist auch, wenn bei der Betrachtung der Zeitverfügbarkeit diejenigen Anlagen außer acht gelassen werden, die längere Zeit abgeschaltet waren (Mülheim-Kärlich, Brunsbüttel, Krümmel und Biblis-A). Dann erreichte die mittlere Zeitverfügbarkeit in den vergangenen fünf Jahren Werte von mehr als 85 Prozent.

Verfügbarkeiten

Es wird zwischen zwei verschiedenen Verfügbarkeiten unterschieden: Zeitverfügbarkeit und Arbeitsverfügbarkeit. Die sogenannte „Zeitverfügbarkeit“ betrifft die Anlage selbst: Stand die Anlage überhaupt bereit, konnte sie also Strom erzeugen? Dagegen beschreibt die „Arbeitsverfügbarkeit“ die Leistungsfähigkeit der Anlage: Konnte sie 100 Prozent ihrer Leistungsfähigkeit fahren, oder traten Störungen im Kraftwerk auf, die zu einer Leistungsreduzierung führten? Deshalb ist die „Arbeitsverfügbarkeit“ meistens geringer als die „Zeitverfügbarkeit“.

Das Kernkraftwerk Grohnde wurde 1985 in Betrieb genommen.

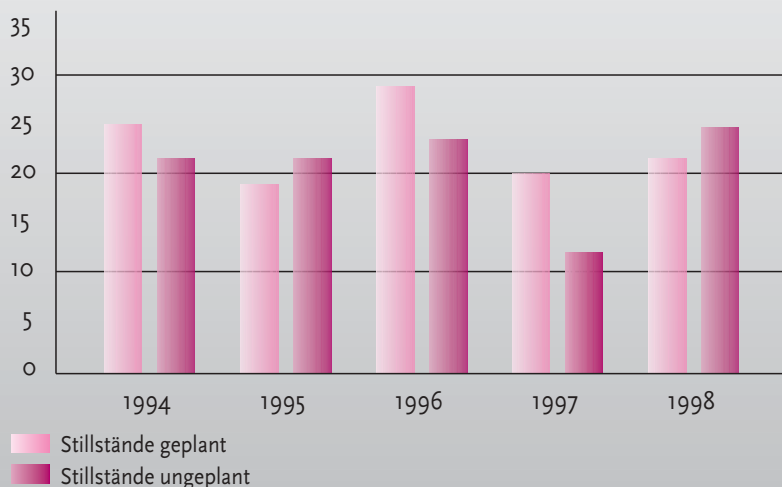




Geplante Stillstände

29 mal wurden im Jahr 1996 Kernkraftwerke geplant abgeschaltet. Damit hat sich die Zahl der geplanten Stillstände gegenüber dem Vorjahr um zehn erhöht. 19 Stillstände dienten der Jahresrevision, bei drei weiteren wurden zusätzlich Brennelemente gewechselt. Zur jährlichen Funktionsprüfung der Reaktorschnellabschaltung wurde die Anlage Gundremmingen zweimal planmäßig vom Netz genommen. Die restlichen fünf geplanten Stillstände dienten zur Instandsetzung von Komponenten.

Stillstände



Die Stillstände, die durch behördliche Anordnungen begründet sind, sind in der Grafik nicht berücksichtigt (Brunsbüttel, Krümmel und Biblis-A).



14 Kilometer flussabwärts von Landshut in Niederbayern liegen die Kernkraftwerke Isar 1 (rechts) und Isar 2 (mit dem großen Kühlturm, links).

Ungeplante Stillstände

Die Zahl der ungeplanten Stillstände lag 1996 mit 22 auf dem Niveau der vergangenen Jahre. Auslöser waren in 13 Fällen Turbinen- bzw. Reaktorschnellabschaltungen. In sieben Fällen mußten Anlagen wegen Störungen oder notwendiger Reparaturarbeiten vom Netz.

Die Revisionszeiten einschließlich Brennelementwechsel wie auch die Zeiten für Umbauten und Nachrüstungen haben sich in den letzten Jahren kontinuierlich verkürzt. Im Jahre 1998 nahm die mittlere Revisionsdauer zu, weil in drei Anlagen größere Umrüstmaßnahmen vorgenommen wurden, bzw., weil die behördliche Anfahrgegenehmigung nicht zum vorgesehenen Zeitpunkt erteilt wurde.

Die zeitintensivste Revision im Jahre 1996 fand mit 67 Tagen in Biblis-B statt. Insbesondere wurden Rohrleitungen im Nebenkühlwassersystem und im Volumenregelsystem ausgetauscht, Unterstützungen im Frischdampf-

Dauer und Gründe für lange, ungeplante Stillstände

Anlage	Stillstand	Dauer	Gründe
Mülheim-Kärlich	seit 09.09.1988	mehr als 10 Jahre	Aufhebung der ersten Teilerrichtungsgenehmigung
Brunsbüttel	25.08.1992 bis 16.06.1995	1 025 Tage	Rißbefunde an Schweißnähten in austenitischen Rohrleitungen, Ursachenklärung und Schadenbehebung
Krümmel	13.08.1993 bis 07.10.1994	420 Tage	Rißbefunde an Schweißnähten in austenitischen Rohrleitungen, Ursachenklärung und Schadenbehebung
Biblis-A	21.04.1995 bis 08.08.1996	475 Tage	Tropfleckage an einer Erstabsperrarmatur des Not- und Nachkühlsystems, Ursachenklärung und Schadenbehebung

Brennelementwechsel und Revision

Kernkraftwerke werden planmäßig in regelmäßigen Abständen für mehrere Wochen abgeschaltet. In dieser Zeit wird zum einen verbrauchter Brennstoff in Form von Brennelementen durch neuen ersetzt. Zum anderen werden während dieser Zeit umfangreiche Instandhaltungsmaßnahmen durchgeführt. Dazu gehören Prüfungen an Rohrleitungen, Armaturen und Wärmetauschern. Diese Prüfungen können während des Anlagenbetriebs nicht durchgeführt werden, weil wichtige Sicherheitseinrichtungen abgeschaltet werden müssten oder weil beim Anlagenbetrieb die zu prüfenden Systeme und Komponenten nicht zugänglich sind. Mit vielen Prüfungen und Wartungsmaßnahmen werden Spezialfirmen beauftragt. Während einer Revision befinden sich z.T. weit mehr als tausend Fachleute, größtenteils Personal von Spezialfirmen, in der Anlage. Die Koordinierung dieser Arbeiten setzt eine minutiöse Planung und Optimierung der Arbeitsabläufe voraus.

Während dieser Zeit ist auch der Technische Überwachungs-Verein anwesend. Seine Aufgabe ist es, die Prüfungen zu überwachen und die Prüfergebnisse zu bewerten.

In Ausnahmefällen – wenn besondere betriebliche Umstände dies erfordern – werden Brennelemente auch ohne eine gleichzeitige Revision gewechselt.



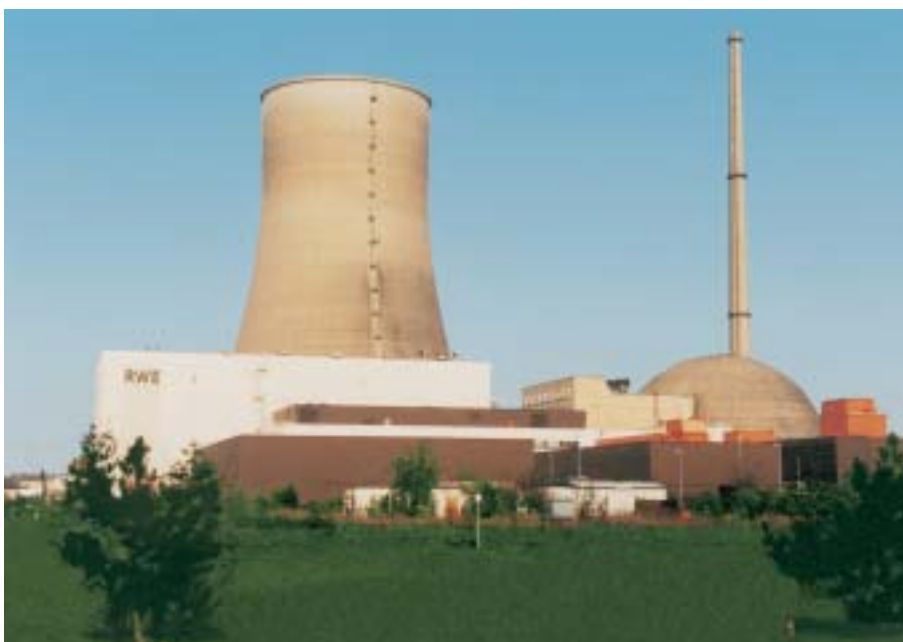
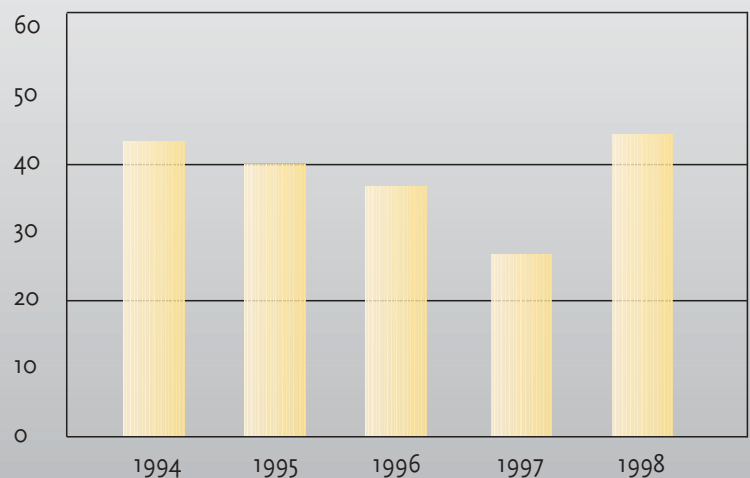
Kernkraftwerk Grafenrheinfeld: Der Reaktor-druckbehälter aus der Vogelperspektive während des Brennelementwechsels



system auf Grund einer GRS-Weiterleitungsnachricht ertüchtigt und Meßumformer im Speisewasser- und Frischdampfsystem ersetzt. Ferner wurden in einem Sonderprogramm rund 2 600 Austenit-Schweißnähte an wichtigen sicherheitstechnischen Systemen geprüft.

Die bisher kürzeste Revision in der Geschichte der deutschen Kerntechnik fand in der Anlage Neckar 2 statt. Sie dauerte nur 15 Tage. Mitentscheidend war, daß auch während des Leistungsbetriebs Revisionsarbeiten an einzelnen Strängen von Sicherheitssystemen genehmigt worden waren.

Mittlere Revisionszeiten in Tagen



Das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich ist seit 1988 auf behördliche Anordnung abgeschaltet.



Nach Weltmaßstäben

Bedeutung meldepflichtiger Ereignisse gering

Wie schnell muß gemeldet werden ?

Wie in jeder technischen Anlage können auch in Kernkraftwerken Störungen auftreten. Jede Abweichung vom normalen Betrieb in einem Kernkraftwerk, die für die Sicherheit von Bedeutung sein kann, ist meldepflichtig. Die zu meldenden Ereignisse sind in einem Kriterienkatalog beschrieben, der vom Bundesumweltministerium zusammen mit den Bundesländern mit Unterstützung der GRS erstellt und letztmalig 1991 aktualisiert wurde.

Danach gibt es vier Meldekategorien.

Meldekategorien

In der Bundesrepublik Deutschland gibt es vier Kategorien, nach denen Ereignisse in Kernkraftwerken gemeldet werden:



Kategorie S:

Sofortmeldung – muß unverzüglich gemeldet werden

Kategorie E:

Eilmeldung – muß innerhalb von 24 Stunden gemeldet werden

Kategorie N:

Normalmeldung – muß innerhalb von 5 Tagen gemeldet werden

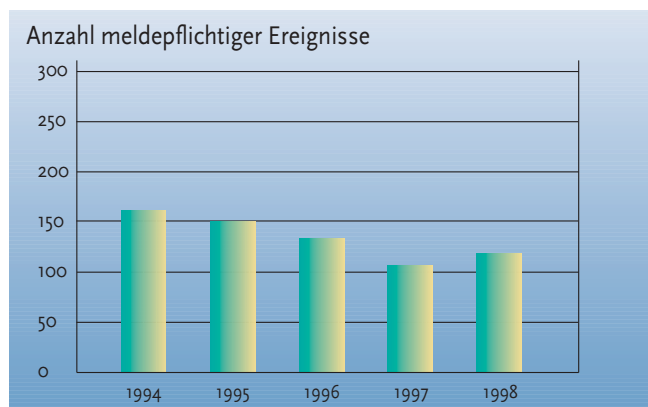
Kategorie V:

Unbefristete Meldung – vor Inbetriebnahme des Kernkraftwerks, keine Meldefrist

Die Zuordnung zu einer Kategorie orientiert sich an der Dringlichkeit, mit der die Aufsichtsbehörde über das Ereignis informiert werden muß, um gegebenenfalls rechtzeitig Maßnahmen ergreifen zu können. Die Meldekategorie ist allerdings kein Maßstab für die sicherheitstechnische Bedeutung eines Ereignisses.

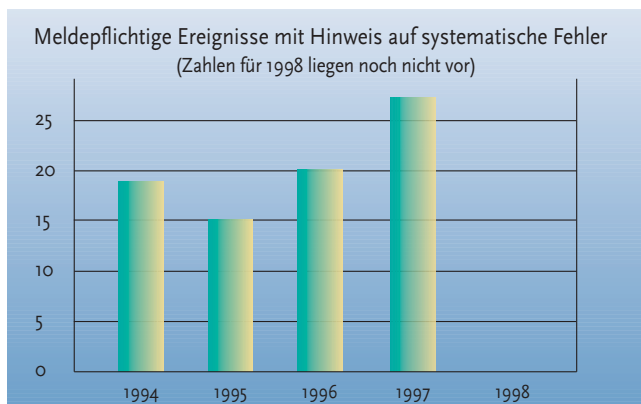
Die Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse hat sich in den vergangenen Jahren kontinuierlich verringert. Das Bundesamt für Strahlenschutz veröffentlicht die meldepflichtigen Ereignisse in regelmäßigen Abständen.

Für das Jahr 1996 wurden 136*) solcher Ereignisse an die Aufsichtsbehörden gemeldet. Bis auf zwei, die innerhalb von 24 Stunden zu melden waren (Kategorie E), betrug die Meldefrist 5 Tage (Kategorie N). Neun betrafen dabei die stillgelegten Anlagen Würgassen sowie Greifswald und Rheinsberg auf dem Gebiet der ehemaligen DDR, neun weitere die seit 1988 auf behördliche Anweisung abgeschaltete Anlage Mülheim-Kärlich. Einen besonderen Stellenwert haben Ereignisse, die Hinweise auf systematische Fehler, insbesondere an Sicherheitssystemen oder an sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen, enthalten. Das frühzeitige Erkennen systematischer Fehler versetzt die Betreiber anderer Anlagen in die Lage, Schäden zu verhindern, bevor sie für die Sicherheit bedeutsam werden.



Die Entwicklung dieser Ereignisse zeigt, daß trotz eines starken Rückgangs der Gesamtanzahl der meldepflichtigen Ereignisse, die Ereignisse, die auf systematische Fehler hindeuten, seit 1992 auf einem relativ konstanten Niveau liegen.

GRS-Sachverständige diskutieren die Einstufung eines meldepflichtigen Ereignisses in die INES-Skala.

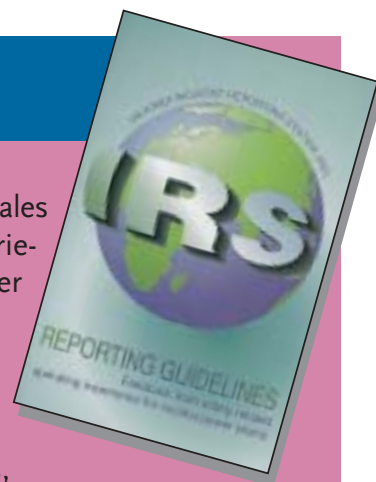


Jedes meldepflichtige Ereignis wird von der GRS systematisch ausgewertet. Je nach Bedeutung für andere Kernkraftwerke wird zu dem Ereignis ein Bericht verfaßt, die sogenannte Weiterleitungsnachricht.

Incident Reporting System

Das Incident Reporting System ist ein internationales System, gemeinsam betrieben von der IAEO und der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD. Über das System tauschen Mitgliedsstaaten

Betriebserfahrungen aus, um die Sicherheit ihrer Kernkraftwerke zu verbessern. Ca. 30 Staaten partizipieren an dem System, indem sie Ereignisse von internationalem sicherheitstechnischem Interesse für eine Weiterverbreitung an das System melden.

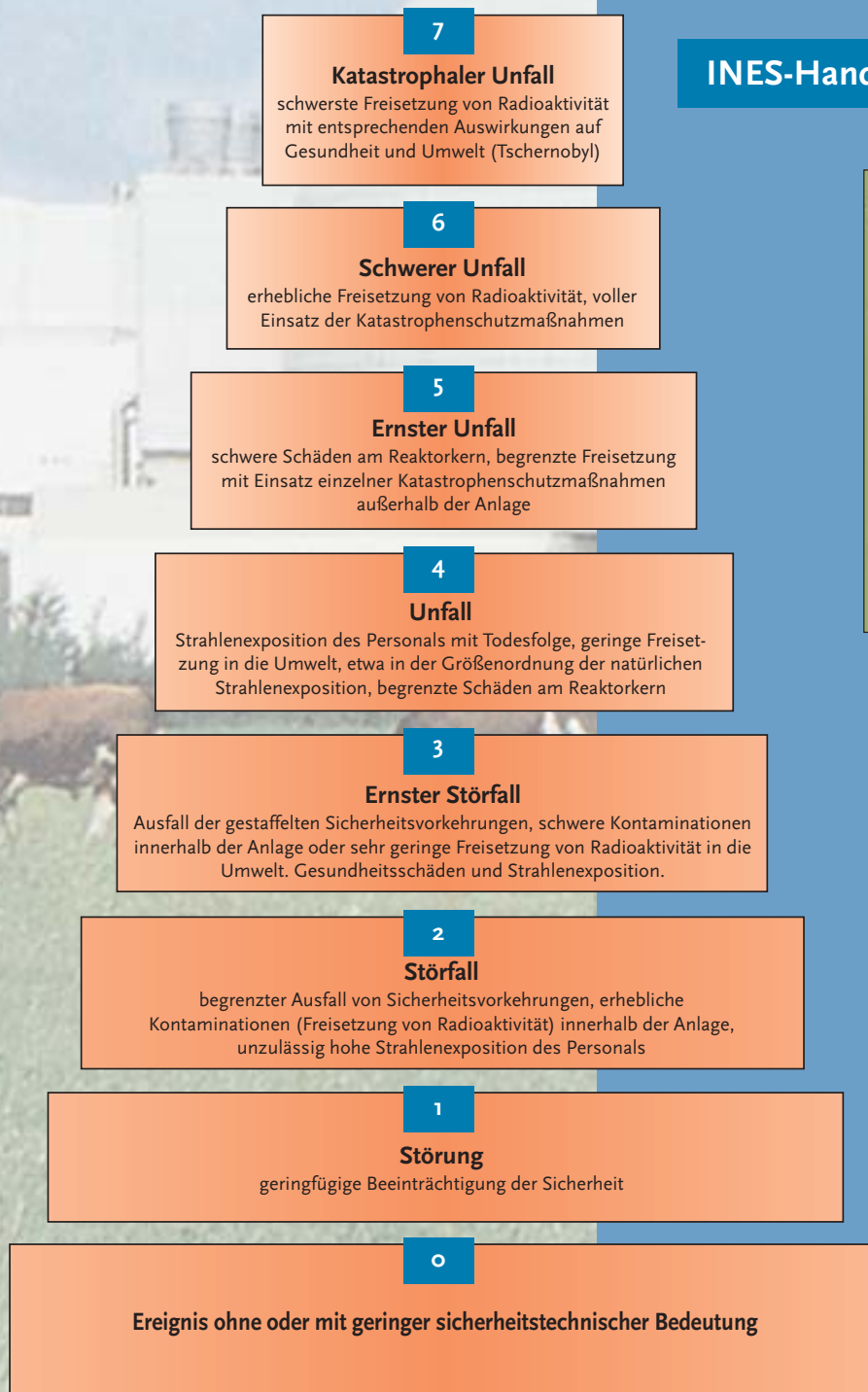


Sie informiert u.a. alle Betreiber und Aufsichtsbehörden von Kernkraftwerken über das Geschehen und empfiehlt gegebenenfalls Maßnahmen, um ähnlichen Ereignissen in anderen Anlagen vorzubeugen. Die einzelne Meldung kann sich somit zu einem für alle Anlagen bedeutsamen Vorgang entwickeln. Zwei dieser Beispiele sind im Kapitel „Rissen auf der Spur“ sowie „Abstand halten“ ausführlich dargelegt. Sind die Ereignisse auch von internationalem Interesse, werden sie von der GRS an das Incident Reporting System (IRS) gemeldet.

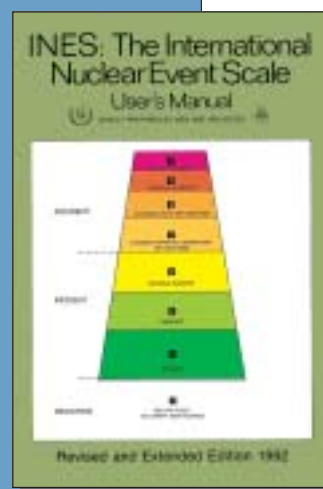
*) Andere Publikationen weisen hier leicht unterschiedliche Zahlen auf. Das liegt daran, daß einmal für die Statistik der Erfassungszeitraum bei den offiziellen Stellen berücksichtigt wurde und ein anderes Mal der Ereigniszeitraum.

INES-Skala

Auf nationaler Ebene hat Deutschland sehr früh für einen intensiven Informationsaustausch zwischen Betreibern und Genehmigungsbehörden gesorgt und Meldesysteme für besondere Vorkommnisse eingeführt. Um die internationale Verständigung zwischen Fachwelt, Medien und Öffentlichkeit zu erleichtern, erarbeiteten die Internationale Atomenergie Organisation (IAEO) und die Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD 1990 gemeinsam eine einheitliche Bewertungsskala für Ereignisse in kerntechnischen Einrichtungen: die „International Nuclear Event Scale (INES)“. Diese Skala soll die reale radiologische und sicherheitstechnische Bedeutung eines Vorkommnisses auf einen Blick deutlich machen.

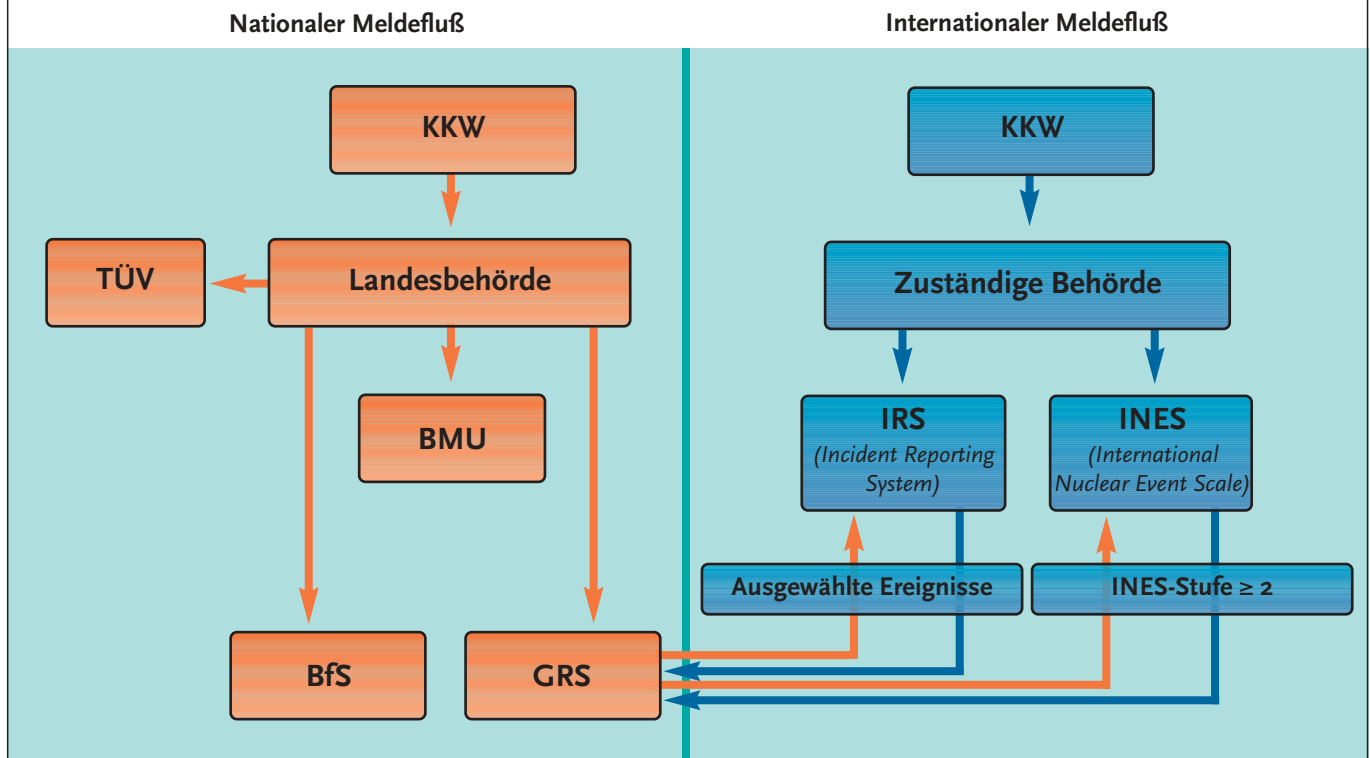


INES-Handbuch



Das INES-Handbuch wurde unter Mitarbeit der GRS, die diese Aufgabe im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit wahrnahm, erstellt. Die abgebildete deutsche Ausgabe beruht auf der englischsprachigen Originalausgabe, deren endgültige Fassung 1992 erschienen ist. Das ca. 120-seitige Handbuch enthält detaillierte Anweisungen, wie Störungen in kerntechnischen Einrichtungen – das sind in erster Linie Kernkraftwerke, aber auch Einrichtungen wie Anreicherungsanlagen und Aufbereitungsanlagen – nach der INES-Skala einzustufen sind.

Meldewege für die meldepflichtigen Ereignisse



Die sicherheitstechnische Bedeutung der Ereignisse

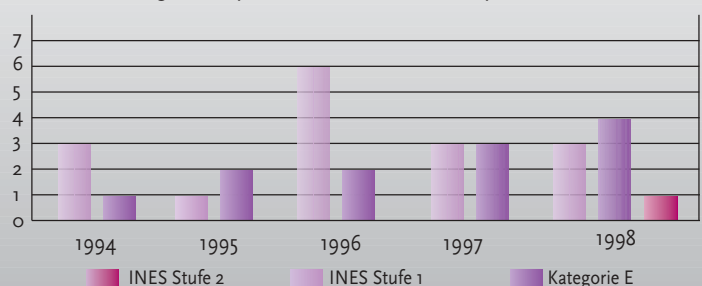
Die sicherheitstechnische Bedeutung der gemeldeten Ereignisse wird in der Bundesrepublik Deutschland seit 1991 anhand der siebenstufigen internationalen Bewertungsskala INES (International Nuclear Event Scale) bestimmt. Die Skala wird von vielen Staaten benutzt, um ihre kerntechnischen Ereignisse zu bewerten und deren sicherheitstechnische Bedeutung der Öffentlichkeit zu vermitteln.

Die Bewertungsmaßstäbe für die Ereignisse sind ihre Auswirkungen auf die Anlage oder die Umgebung. Dabei werden sowohl technische Aspekte als auch radiologische Auswirkungen berücksichtigt. Bei der Entwicklung der INES-Bewertungsskala war die GRS von Anfang an beteiligt. Seit der Einführung der Bewertungsskala in der Bundesrepublik stellt die GRS den „INES-Officer“. Dieser überwacht im Auftrag des Bundesumweltministeriums die korrekte Anwendung der Skala und hilft in Zweifelsfällen bei der Entscheidungsfindung.

Nach dieser INES-Skala waren 1996 in Deutschland sechs Ereignisse der Stufe 1 zu verzeichnen. Ereignisse der INES-Stufe 2 und höher gab es 1996 nicht. Bei zwei Ereignissen der Stufe 1 wurden Armaturen, die den Druck im Reaktor begrenzen sollen, fälschlicherweise kurzzeitig geöffnet. Bei

einem Ereignis waren zwei von vier Notspeise-pumpen neun Tage lang nicht verfügbar. Bei einem Ereignis war vertrocknetes Schmierfett die Ursache, so daß Steuerventile für die Druckbegrenzung des Reaktors nur verzögert öffneten. Bei einem Ereignis führten Fehler des Personals dazu, daß beim Abfahren der Anlage kurzzeitig die primärseitige Wärmeabfuhr aus dem Reaktor verhindert wurde. Der Einbau eines falschen Relais war bei einem weiteren Ereignis der Grund dafür, daß eine Gruppe von Steuerstäben nicht verfahren werden konnte, ohne daß dabei jedoch die sicherheitstechnisch wichtige Schnellabschaltung des Reaktors beeinträchtigt war. 1998 wurde ein Ereignis der INES-Stufe 2 gemeldet. Hier war eine Anlage mit einer irrtümlich abgesperrten wichtigen Armatur in Betrieb genommen worden.

Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken nach Kategorie E (deutsche Meldekriterien) und INES-Stufe





*Steuerstabführungsrohre des Kernkraftwerks
Philippsburg (DWR)*

Sicherheit hat Vorfahrt

RESA

nur selten gebraucht



Während des Betriebs einer technischen Anlage muß immer mit Störungen gerechnet werden. Ohne Gegenmaßnahmen könnten sich Störungen zu Schäden ausweiten. Besonders in Kernkraftwerken wird eine aufwendige Schadensvorsorge getroffen, zum Beispiel durch rechtzeitiges Eingreifen von Regelungen, Begrenzungen und Sicherheitssystemen. Erste Priorität hat dabei, die Anlage in einen sicheren Zustand zu überführen und Freisetzungen von Radioaktivität in die Umwelt zu verhindern.



REAKTORSCHNELLABSCHALTUNGEN

Reaktorschnellabschaltungen

Wenn irgendwo in der Anlage eine Störung auftritt, die nicht sofort als sicherheitstechnisch unbedenklich eingestuft wird, bedeutet das: Abschalten des Reaktors. Im Zweifelsfall heißt es: Sofort! Und schnell!

Der entsprechende Vorgang heißt Reaktorschnellabschaltung (RESA), per Hand oder automatisch ausgelöst. Dann werden Steuerstäbe mit hoher Geschwindigkeit von unten in den Reaktor eingefahren oder fallen von oben von selbst ein. Sie absorbieren die Neutronen und unterbinden somit die für den Leistungsbetrieb notwendigen Kernspaltungen.

In der Regel wird eine Reaktorschnellabschaltung automatisch ausgelöst, um Fehleinschätzungen des Personals auszuschließen. Außerdem registriert die Automatik Zustandsänderungen in der Anlage wesentlich schneller als der Mensch.

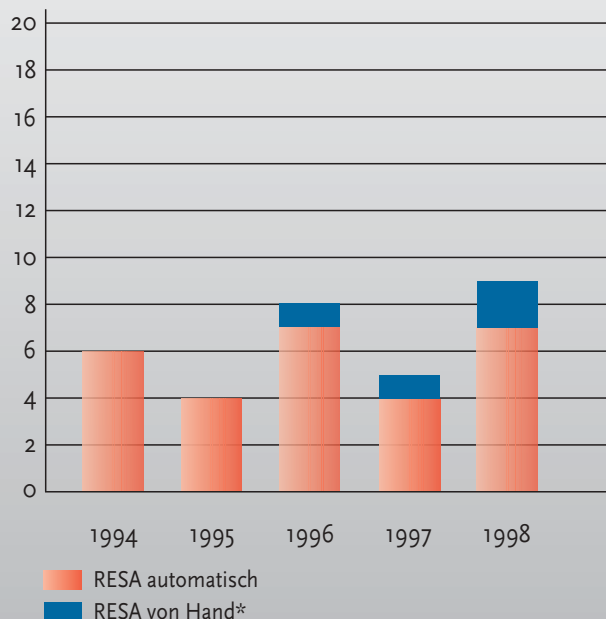
Auch dann, wenn die physikalischen Parameter in der Anlage bei einer Störung noch nicht die Grenzen für eine automatische Schnellabschaltung erreicht haben, kann der Schichtleiter eine Schnellabschaltung per Hand auslösen, um, wegen unklarer Lage, auf Nummer Sicher zu gehen. Das geschah 1996 ein einziges Mal. Nach Revision und Brennelementwechsel in einer SWR-Anlage wurden bei Inbetriebsetzungsprüfungen fälschlicherweise Sicherheitsventile, die den Druck im Reaktor begrenzen, geöffnet. Vorsorglich wurde per Hand eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.

Siebenmal sorgte im Jahr 1996 die Automatik für einen sofortigen Reaktorstop.

Vier davon wurden durch Störungen im Speisewassersystem hervorgerufen. Bei einer Prüfung des Schnellabschaltsystems führten Fehler des Betriebspersonals zu einer weiteren RESA. In einem anderen Fall führte der Einbau falscher Baugruppen für die Füllstands-Regelrichtungen des Reaktors zur RESA.

Und schließlich war eine RESA auf ein ungünstiges Regelverhalten der Frischdampf-Umleitstation zurückzuführen.

RESA-Gesamtzahl



* Schnellabschaltungen, die im Rahmen von betrieblichen Vorgängen gezielt ausgelöst wurden, z.B. für Tests, sind hier nicht berücksichtigt.

Leistungsreduktionen

Durch Reaktorschnellabschaltungen werden die Werkstoffe verschiedener Komponenten, wie z.B. die des Reaktordruckbehälters, wenn auch nur mäßig, belastet. Kernkraftwerke werden dafür ausgelegt und verkraften mehrere hundert Schnellabschaltungen ohne Einbuße an Sicherheit. Häufiger, und die Anlage weniger belastend als Schnellabschaltungen, werden Leistungsreduktionen durchgeführt, um die Anlage in einem sicheren Zustand zu halten. Sie werden meistens automatisch ausgelöst. Störungen in Regeleinrichtungen oder Störungen bei der Dampfabnahme im Turbinenbereich können Ursache für derartige Leistungsreduktionen sein. Sie kann bis auf Null gehen: Die Anlage wird dann kontrolliert heruntergefahren. Wird das Kraftwerk gezielt abgeschaltet oder die Leistung reduziert, z.B. für Prüfungen oder Reparaturen, spricht man von einer geplanten Leistungsreduktion oder geplanten Abschaltung, anderenfalls von ungeplanter Leistungsreduktion oder Abschaltung.

Im Jahr 1996 hatte es 71 ungeplante Leistungsreduktionen gegeben. In 19 Fällen mußten Kernkraftwerke auf Null gefahren werden. Bei fünf Fällen mußten die Anlagen für eine Behebung von Kleinstleckagen abgefahren werden.

Die Anzahl der automatisch oder von Hand durchgeführten ungeplanten Leistungsreduktionen oder Abschaltungen von Kernkraftwerken ist seit vielen Jahren annähernd konstant.

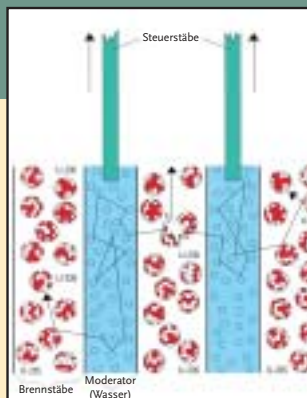
Störfälle mit Kühlmittelverlust, Störfälle ohne Kühlmittelverlust und anomaler Betrieb

Ereignisse, bei denen außer der Schnellabschaltung weitere Sicherheitseinrichtungen angefordert werden, um das Kraftwerk in einen sicheren Zustand zu bringen, werden als Störfälle oder Störfallereignisse bezeichnet. Es wird zwischen Kühlmittelverluststörfällen und solchen ohne Kühlmittelverlust unterschieden.

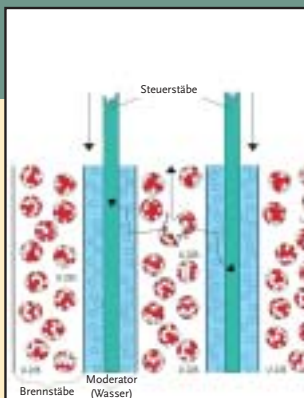
*Blick in den geöffneten
Reaktordruckbehälter mit
Brennelementwechselmaschine
und Teleskopgreifer*



Reaktor in Betrieb



Reaktor abgeschaltet



Beim Betrieb eines Reaktors werden genausoviel Neutronen erzeugt, wie für die Kernspaltung gebraucht werden. Der Reaktor wird abgeschaltet, indem Steuerstäbe in den Reaktor eingebracht werden. Diese absorbieren einen Teil der Neutronen und sorgen dafür, daß die Kettenreaktion im Reaktor erlischt. Der Moderator (üblicherweise Wasser) wird benötigt, um die Neutronen auf Geschwindigkeiten abzubremesen, die für eine Kernspaltung besonders günstig sind.

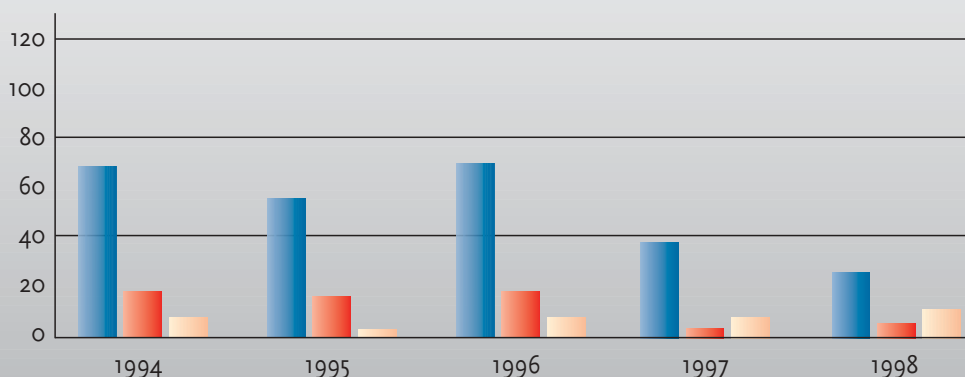
Kühlmittelverluststörfälle beeinträchtigen grundsätzlich die unerläßliche Abfuhr der Wärme von den Brennelementen und erfordern den Einsatz der Notkühlsysteme zur Kompensation der Kühlmittelverluste.

Ursache können Lecks oder Rohrleitungsbrüche im Reaktorkühlkreislauf oder den angeschlossenen Systemen sein. Einen solchen Kühlmittelverluststörfall hat es auch 1994-1998 nicht gegeben. Störfälle ohne Kühlmittelverlust werden als Transienten bezeichnet. Transienten entstehen, wenn das Gleichgewicht zwischen der Wärmeerzeugung im Reaktorkern und der Wärmeabfuhr gestört ist. Beispielsweise standen zweimal die Turbine und der Kondensator (Hauptwärmesenke) für die Aufnahme des Frischdampfes nicht zur Verfügung, weil störungsbedingt geschlossene Ventile den Weg zur Turbine versperrten. Der anfallende Dampf wurde über dafür vorgesehene Sicherheits- und Entlastungsventile in eine Wasservorlage abgeführt. In einem weiteren Fall kam es im Anschluß an eine Reaktorschnellabschaltung zum gleichzeitigen Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und der Hauptwärmesenke.

Ereignisse, bei denen der normale Betrieb störungsbedingt nicht fortgesetzt werden kann, die aber in ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung geringer sind als Störfälle, werden dem „anormalen Betrieb“ zugeordnet. Sie werden auch als Betriebsereignisse bezeichnet. Im Jahre 1996 öffneten dreimal kurzzeitig Ventile, die den Druck im Reaktor begrenzen sollen: In einer DWR-Anlage öffnete sich für 30 Sekunden ein Abblaseventil infolge eines Fehlers bei einer wiederkehrenden Prüfung.

In zwei SWR-Anlagen führten Fehler in elektronischen Baugruppen zum ungewollten Öffnen von Sicherheits- und Entlastungsventilen. In allen Fällen konnten die Ventile nach kurzer Zeit von der Schichtmannschaft wieder geschlossen werden. Der Einsatz von Sicherheitssystemen war nicht erforderlich. Zweimal wurde bei abgeschalteter Anlage auf die Notstromversorgung zurückgegriffen, weil die Netzversorgung gestört war. Auch diese Ereignisse werden wegen der geringen sicherheitstechnischen Bedeutung dem anomalen Betrieb zugeordnet.

Anzahl



2



1



Triebfeder Vorsorge

Nachrüsten heißt verbessern,
nicht ausbessern

1: Nach dem Ausbau der alten Dampferzeuger im Kernkraftwerk Obrigheim werden diese in einer speziellen Halle bis zur endgültigen Verschrottung zwischengelagert.

2: Die Gehäuse der Frischdampf-Abschlußarmaturen werden durch das Dach des neu errichteten Notstandsgebäudes abgesenkt...

3: ... dabei ist Millimeterarbeit gefragt.

Sicherheit ist keine Leistung, die ausschließlich und einmalig am Zeichenbrett der Konstrukteure vor der Errichtung des Kraftwerkes erbracht wird – Sicherheit ist ein kontinuierlicher Prozeß, der im wesentlichen von Betriebserfahrung und kontinuierlicher Forschung und Entwicklung bestimmt wird. Das einmal erreichte Sicherheitsniveau der Kernkraftwerke muß erhalten und – wenn möglich und sinnvoll – weiter verbessert werden. Diesen Zwecken dienen die Nachrüstmaßnahmen.

Entsprechend den gesetzten Zielen sind Nachrüstmaßnahmen zum einen der Ersatz von veralteten technischen Einrichtungen durch solche, die dem neuesten technischen Stand entsprechen, und zum anderen die Erweiterung der Anlage, um das ohnehin recht hohe Sicherheitsniveau weiter anzuheben.

Ein Beispiel für die erste Zielsetzung ist der Rohrleitungsaustausch, der um 1980 in sehr großem Umfang in mehreren Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktoren durchgeführt wurde, da mit den eingebauten Rohrleitungen ungünstige Betriebserfahrungen gemacht wurden: Der Werkstoff der Leitungen war schwierig zu verarbeiten, und die Ergebnisse der Wiederholungsprüfungen waren schwer zu interpretieren. Dieser Zielsetzung dienen auch Verbesserungen in der Prüftechnik. Durch immer verfeinerte Meß- und Nachweismethoden können sich anbahnende Fehler in sehr frühen Stadien erkannt, in ihrer Entwicklung beobachtet und, wenn notwendig, beseitigt





Das Kernkraftwerk Philippsburg 1 und 2

werden. Eine Fortentwicklung der Prüftechnik dient aber letztlich auch der Reduzierung der prüfbedingten Strahlenbelastung des Personals und einer Optimierung des Prüfaufwandes. Ein Beispiel für die zweite Zielsetzung ist die Erweiterung des Kraftwerkes um ganze Systeme, beispielsweise der Notstandssysteme. Durch diese Systeme ist die Sicherheit der Kernkraftwerke auch dann noch gegeben, wenn es zu extremen Einwirkungen auf die Kernkraftwerke von außerhalb kommt. Auch der Schutz gegen innere Einwirkungen – vornehmlich Brand – wird laufend, entsprechend den neuesten Entwicklungen, verbessert. Ein zweites Beispiel sind Einrichtungen, die die Auswirkungen schwerster – und praktisch auszuschließender – Störfälle begrenzen sollen. Die nachgerüsteten Einrichtungen sorgen dafür, daß zum Beispiel der Sicherheitsbehälter intakt bleibt, die Notstromversorgung sichergestellt ist und die Kernkühlung aufrechterhalten werden kann. Alles unter der Voraussetzung, daß die ohnehin mehrfach vorhandenen Sicherheitssysteme ausfallen.



*Das Kernkraftwerk Grohnde:
die Warte mit analoger und digitaler Leittechnik*

Diese Einrichtungen und die dazugehörenden Prozeduren nennt man „Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes“. Alle Kernkraftwerke haben hier nachgerüstet, wobei bei den neuesten Kraftwerken der größte Teil davon schon in der Planung berücksichtigt wurde. Ein drittes Beispiel betrifft ältere Kernkraftwerke. Entsprechend der seinerzeit vorherrschenden Sicherheitsphilosophie waren einige wichtige Sicherheitssysteme nicht in der Anzahl vorhanden, wie sie heute bei Kernkraftwerken gefordert werden (3fach redundant mit jeweils voller Wirksamkeit oder 4fach redundant mit jeweils 50 % Wirksamkeit).



Initiiert werden Nachrüstmaßnahmen – wie weiter oben schon angedeutet – durch Erkenntnisse aus der nationalen und internationalen Betriebserfahrung und durch die Ergebnisse national und international durchgeführter Sicherheitsanalysen.

Nachgerüstet wird üblicherweise während geplanter Anlagenstillstände, vornehmlich in der Revision. Aber auch während des laufenden Betriebes können Nachrüstungen bzw. vorbereitende Arbeiten durchgeführt werden, wenn durch die laufenden Arbeiten die Anlagensicherheit nicht beeinträchtigt wird.

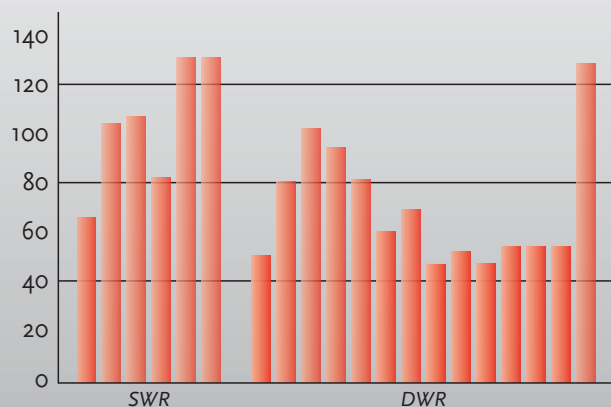
Allein für die Verbesserung der Sicherheit werden von den Kernkraftwerken jährlich sehr hohe finanzielle Mittel für Nachrüstmaßnahmen aufgewendet.

So beträgt der jährliche Instandhaltungs- und Änderungsaufwand für ein Kernkraftwerk im Mittel einige 10 Millionen DM. Dieser Aufwand wird auch durch den hohen Personaleinsatz während der Anlagenrevision deutlich. Neben dem eigenen Personal von ca. 300 bis 500 Beschäftigten werden nochmals über 1000 Personen von Fremdfirmen eingesetzt.

Für die meisten Nachrüstungen sind behördliche Genehmigungen nach den Vorgaben des Atomgesetzes erforderlich.

Im Jahre 1996 gab es anlagenübergreifend drei Schwerpunkte der Nachrüstungen: Zum einen wurden Brandschutzmaßnahmen wie Erneuerung und Erweiterung von Löschanlagen oder die Verbesserung von feuerwiderstandsfähigen Abschottungen durchgeführt. Weiter wurden bestimmte sicherheitstechnisch wichtige Armaturen von der Bauart „Schieber“ ertüchtigt bzw. ausgetauscht; diese Maßnahmen werden schon längere Zeit in vielen Anlagen durchgeführt. Anlaß hierfür sind unter anderem neue Erkenntnisse zum Schließverhalten von Armaturen, wenn diese unter denkbar ungünstigen Bedingungen betrieben werden. Der dritte Schwerpunkt war die Verbesserung der Erdbebensicherheit bei einigen älteren Anlagen, bei denen im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen die Notwendigkeit von Ertüchtigungen festgestellt worden war. Nachgerüstet oder umgebaut wurden hierfür vornehmlich Halterungen von Rohrleitungen und Behältern.

Anzahl



Die Grafik zeigt die Anzahl der sicherheitstechnisch wichtigen Absperrschieber in Kernkraftwerken in Deutschland.

Der erste Teil bezieht sich auf Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktoren (SWR), der zweite Teil auf Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren (DWR). Alle Absperrschieber mußten nach den neuesten Erkenntnissen umfangreich überprüft und ggf. nachgerüstet werden, damit sie auch unter ungünstigsten Bedingungen zuverlässig funktionieren (Stand 1991).

Arbeiten an der Niederdruck-Turbine im Kernkraftwerk Philippsburg 1





Die Umgebung von Kernkraftwerken wird in vielfältiger Weise auf Radioaktivität untersucht.

Saubere Resultate

Nur geringfügige radioaktive Ableitungen

Die Ableitungen aus Kernkraftwerken in Deutschland sind insgesamt so gering, daß nur ein Bruchteil des Jahresgrenzwertes von 0,3 Milli-Sievert effektiver Dosis über Abluft und Abwasser tatsächlich abgeleitet wird. Die mittlere Exposition der Bevölkerung durch kerntechnische Anlagen beträgt weniger als 0,01 Milli-Sievert pro Jahr. Zum Vergleich: Die Exposition durch die natürliche Strahlenexposition beträgt ca. 2,4 Milli-Sievert. Eine Ausnahme bildet allein das Tritium. Bei Druckwasserreaktoren liegt die Ausschöpfung des Jahresgrenzwertes, technisch bedingt, zwischen 30 und 40%. Trotzdem hat Tritium keinen besonderen Einfluß auf die Gesamtexposition der Bevölkerung. Die Ursache für die relativ hohe Abgabe von Tritium ist darin zu sehen, daß dem Kühlmittel im Primärkreislauf von Druckwasserreaktoren zwecks Steuerung und Kontrolle der Reaktivität Borsäure zugegeben werden muß. Bor begünstigt die Bildung von Tritium. Tritium kann mit den üblichen Filtern nicht zurückgehalten werden. Siedewasserreaktoren geben um den Faktor zehn weniger Tritium mit dem Abwasser an die Umwelt ab.

Strahlenschutz- verordnung

Die Strahlenschutzverordnung, als wichtigste Verordnung zum Atomgesetz, regelt den Umgang mit radioaktiven Stoffen, ihre Beförderung sowie deren Ein- und Ausfuhr. Sie enthält als ein wesentliches Element die Festlegung von Grenzwerten der Strahlenexposition der Bevölkerung und von Personen, die beruflich mit radioaktiven Stoffen umgehen. Die Strahlenschutzverordnung legt zum Beispiel fest, daß die Strahlenexposition der Bevölkerung durch Direktstrahlung einschließlich Ableitung radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken mit Luft und Wasser maximal 1,5 Milli-Sievert im Jahr betragen darf. Die Strahlenexposition wird zweifach gemessen. Jede Person im Kontrollbereich muß zwei Dosimeter am Körper mit sich führen. Beide messen die Dosis mit höchster Genauigkeit (Millionstel Sievert). Ein Dosimeter gehört dem Betrieb, das andere wird von der amtlichen Überwachungsbehörde gestellt und mißt die Dosis über den Zeitraum eines Monats. Ausgewertet werden die Dosismessungen von dafür autorisierten Stellen.



Überwachung der individuellen Personendosis: Mit dem PC-gestützten Dosimetersystem werden die digitalen Alarmdosimeter ausgewertet und die Dosiswerte verbucht.

Sievert

Sievert ist das Maß für die Äquivalentdosis, die sich aus der Energie der meßbaren Energie der Strahlung und einem Bemessungsfaktor ergibt, der die biologische Wirkungsmöglichkeiten der Strahlenart berücksichtigt.



*Kernkraftwerk Neckar:
Endmonitor für die kontrollierte
Ableitung radioaktiver Stoffe*

Auch die Strahlenexposition der in den Kernkraftwerken tätigen Personen ist sehr niedrig. Das gilt sowohl für die Strahlenwirkung auf den Einzelnen als auch für die sogenannte Kollektivdosis, mit der sich die Exposition aller in einem Kernkraftwerk beschäftigten Personen am sinnvollsten angeben läßt.

Kollektivdosis

Die Summe aller Expositionen, die sich aus den Einzeldosen der Beschäftigten ergibt. Als Beschäftigte gelten die Stammannschaften der Anlagen und die Zusatzkräfte, die in Zeiten der Revision im Kraftwerk tätig werden.

Jahreskollektivdosis

Die Jahreskollektivdosis ist die über ein Jahr aufsummierte Kollektivdosis und gilt als ein gutes Maß für die Wirksamkeit der Strahlenschutzmaßnahmen in einem Kernkraftwerk.



Aus den Blockdiagrammen für die Jahreskollektivdosis ist erkennbar, wie sich der Strahlenschutz mit der technischen Entwicklung der Kernkraftwerke verbessert hat.

Die Schwankungen sind nachweislich durch die mehr oder weniger umfangreichen Arbeiten während der Jahresrevision begründet.

Dazu zählen Nachrüstungen, Umrüstungen, stark erweiterter Prüfumfang. Je größer der Arbeitsumfang, um so größer ist die Zahl von Fremdpersonal, was wiederum, abhängig allerdings von den spezifischen Tätigkeiten, zu einer höheren Kollektivdosis führt.

Die Strahlenexposition der einzelnen Person erhöht sich dabei in der Regel aber nicht.

Aus den Blockdiagrammen kann man auch ersehen, daß die Jahreskollektivdosen der jüngeren Anlagen (Inbetriebnahmedatum: 1980 – IBN-80) etwa ein Fünftel der älteren Anlagen beträgt. Hier sind Betriebserfahrungen aus den älteren Anlagen bereits bei der

Auslegung sowie durch entsprechende Verbesserungen im Strahlenschutz umgesetzt worden. So wurden zum Beispiel, entsprechend den Möglichkeiten, in immer geringerem Umfang Materialien eingesetzt, die auf Grund der Neutronenstrahlung im Reaktor „aktiviert“ werden.

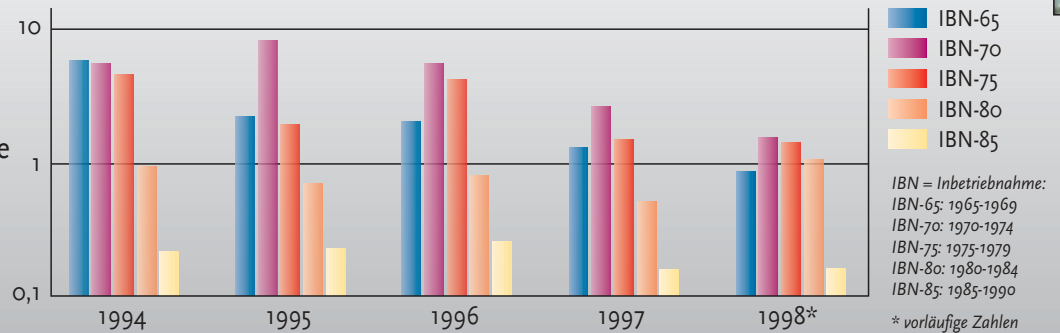


Das Kernkraftwerk Grohnde wurde 1984 in Betrieb genommen.

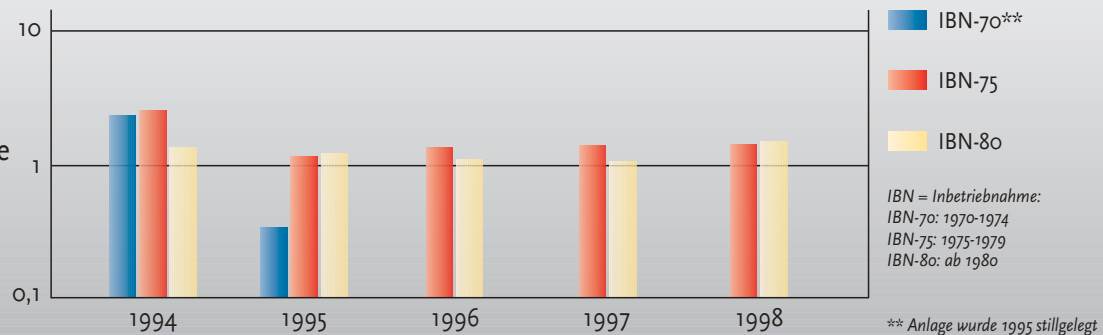
Mittlere Kollektivdosis pro Reaktoranlage, aufgegliedert nach Inbetriebnahmezeitraum (Der logarithmische Maßstab wurde gewählt, um die graphische Darstellung zu erleichtern.)



Mittlere Kollektivdosis
pro **DWR-Anlage** nach
Inbetriebnahmezeitraum
in Personensievert/Anlage



Mittlere Kollektivdosis
pro **SWR-Anlage** nach
Inbetriebnahmezeitraum
in Personensievert/Anlage



Aktivierung

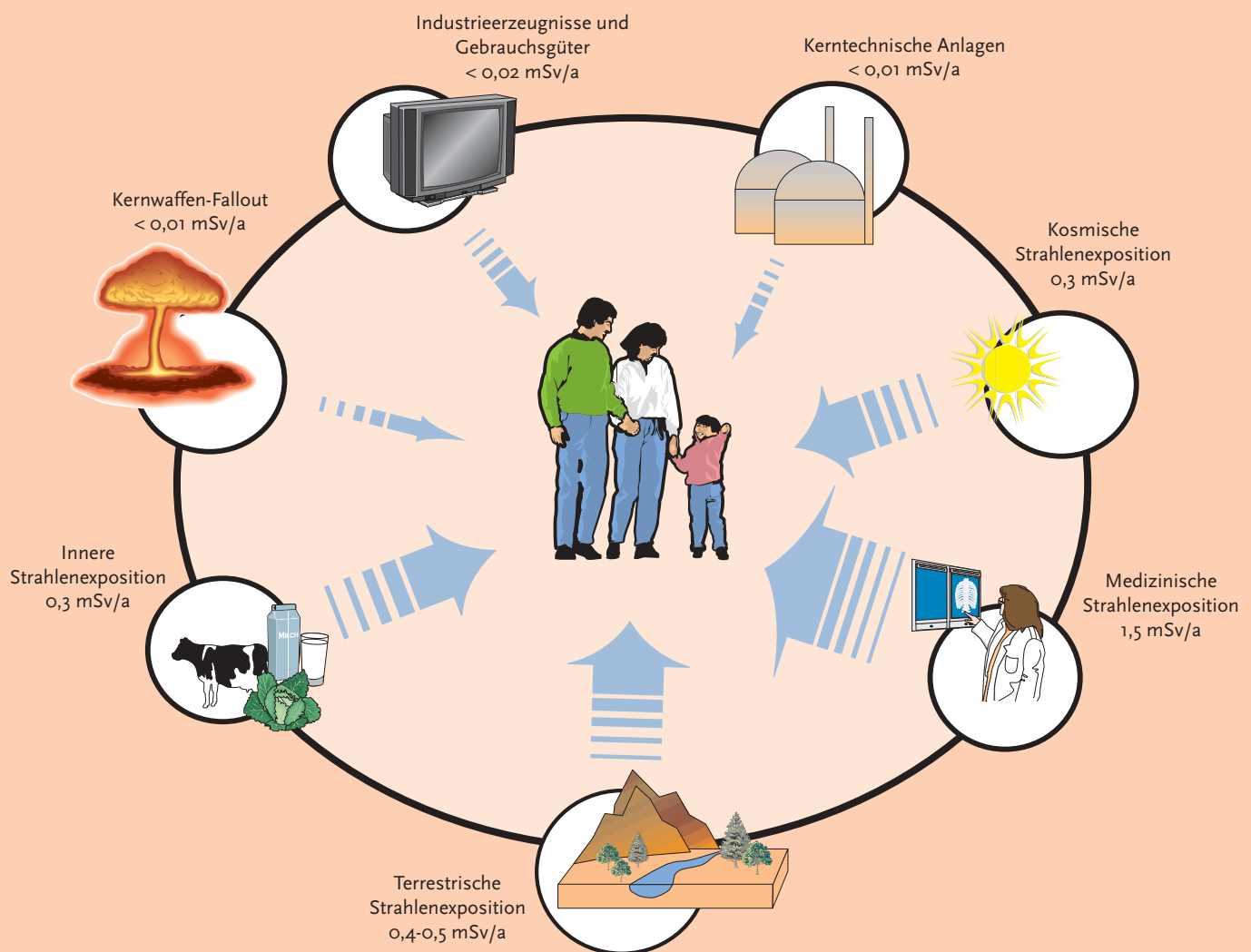
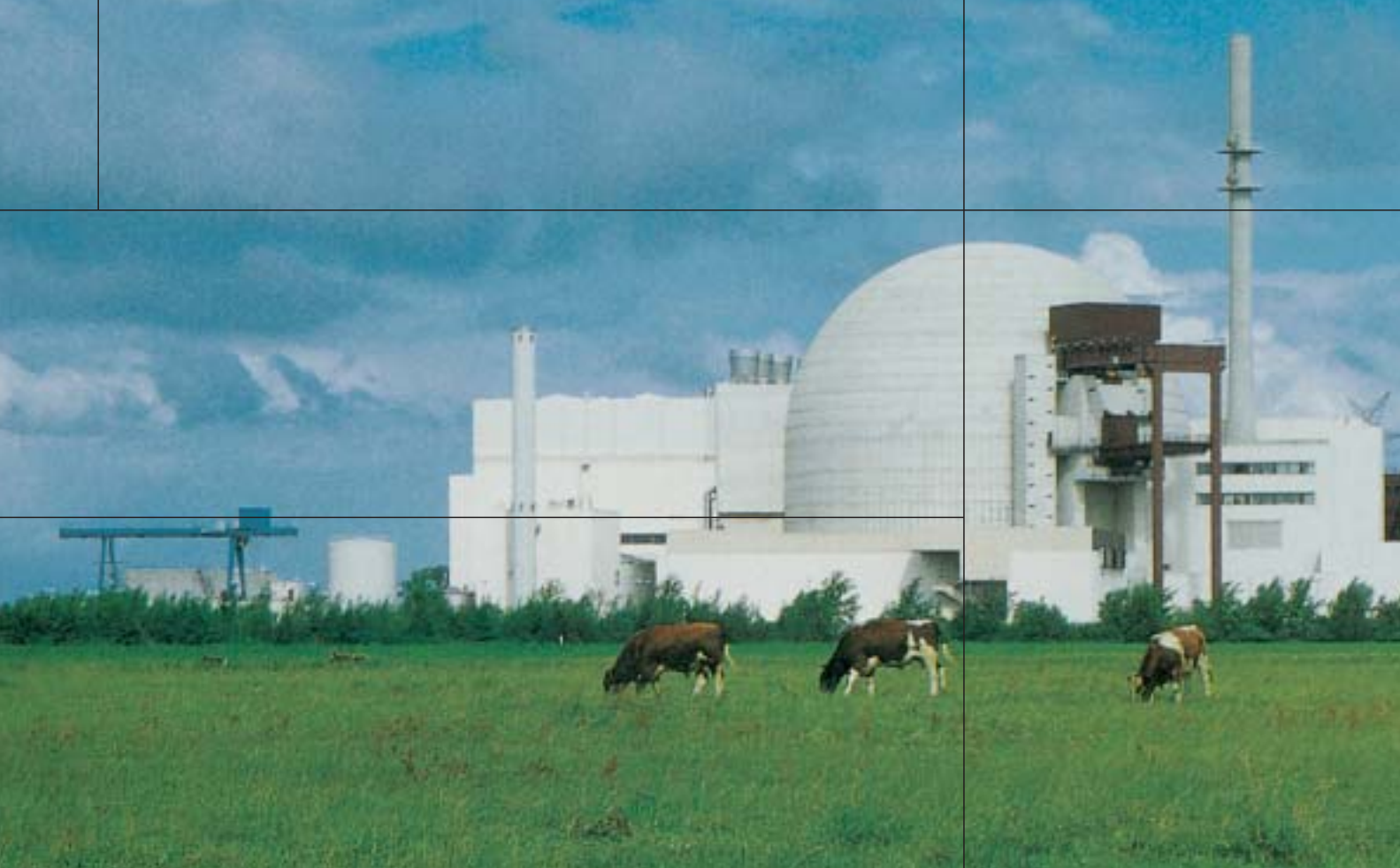
Bei der Aktivierung werden Neutronen in Atome eingebaut. Damit werden sie selbst radioaktiv, senden also radioaktive Strahlung aus. Bei Kobalt führt dies zu hochenergetischen Gammastrahlen.

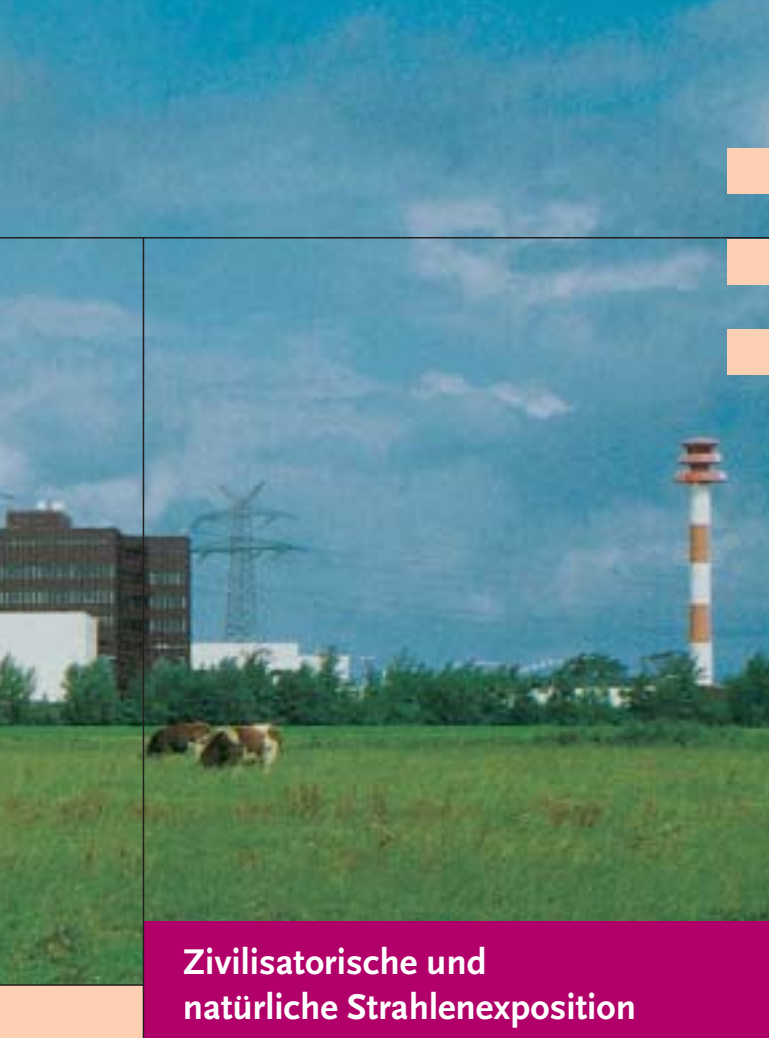
Solche, vor allem kobalthaltige Materialien befinden sich bei älteren Anlagen in der Plattierung des Reaktordruckgefäßes, in Teilen von Ventilen und in den Gestellen, welche die Brennelemente aufnehmen.

Bei noch jüngeren Anlagen, ab Inbetriebnahme 1985, konnte der Einsatz kobalthaltiger Werkstoffe fast vollständig vermieden werden. Weiter verbessert wurde die Abschirmung in Bereichen, in denen gearbeitet werden muß. Unter anderem ließen sich Arbeitsflächen und Abstellflächen optimieren, um den Aufenthalt von Personen an Orten erhöhter Strahlung so kurz wie möglich zu halten. Außerdem hat die

Automatisierung bestimmter Tätigkeiten (insbesondere Prüfungen) zu einem weiteren Absinken der Strahlenexposition beigetragen. Im Ergebnis konnten die Durchschnittswerte der kollektiven Jahresdosis nochmals auf ein Fünftel der Gruppe IBN-80 reduziert werden.

Für die Siedewasserreaktoren zeigen sich, bezogen auf das Datum der Inbetriebnahme, weniger ausgeprägte Unterschiede als bei den Druckwasserreaktoren. Das liegt vor allem daran, daß es hier keine neueren Kernkraftwerke gibt. Anlagentechnische Optimierungen der Auslegung, die bei den Druckwasserreaktoren realisiert werden konnten, konnten bei den Siedewasserreaktoren aufgrund des damaligen Entwicklungsstandes noch nicht genutzt werden. Trotzdem sind die Jahreswerte der Kollektivdosis vergleichsweise gering. Zwischenzeitliche Anstiege in 1993 und 1994 sind auf umfangreiche Sonderprüfungen der Werkstoffe (Austenit-Prüfprogramm) und aufwendige Umrüstungen, unter anderem Austausch von Großkomponenten, zurückzuführen.





Zivilisatorische und natürliche Strahlenexposition

Zivilisatorische Strahlenexposition: Die zivilisatorische Strahlenexposition der Bevölkerung wird entsprechend ihrer Herkunft in verschiedene Gruppen eingeteilt:

Medizinische Strahlenexposition: Der größte Beitrag der zivilisatorischen Strahlenexposition ist auf die diagnostische und therapeutische Anwendung ionisierender Strahlen und radioaktiver Stoffe in der Medizin zurückzuführen. Die mittlere Dosis der Bevölkerung der Europäischen Union liegt z.Z. bei etwa 1,5 Milli-Sievert pro Jahr (mSv/a).

Industrieerzeugnisse und Gebrauchsgüter: Zahlreiche Industrieerzeugnisse, Geräte und Gebrauchsgüter enthalten begrenzte Mengen radioaktiver Stoffe oder erzeugen ionisierende Strahlen beim normalen Gebrauch. Typische Anwendungsfälle sind z.B. Leuchtstoffe in Geräten und Instrumenten, uranhaltige Glasuren und Glaswaren, elektronische Bauteile, Fernseh- und Datensichtgeräte. Der Dosisbeitrag der Bevölkerung durch den Umgang mit diesen Erzeugnissen liegt bei weniger als 0,02 Milli-Sievert pro Jahr. Der beruflich bedingte Anteil macht pro Jahr weniger als 0,01 Milli-Sievert aus.

Kernteknische Anlagen: Über die Abluft und über das Abwasser gelangt Radioaktivität in die Umgebung. Trotz intensiver Filterung können radioaktive Gase oder Partikel aus der Anlage in sehr geringen Mengen diese Filter passieren. Ihr Beitrag zur Effektivdosis der Bevölkerung liegt unter 0,01 Milli-Sievert pro Jahr.

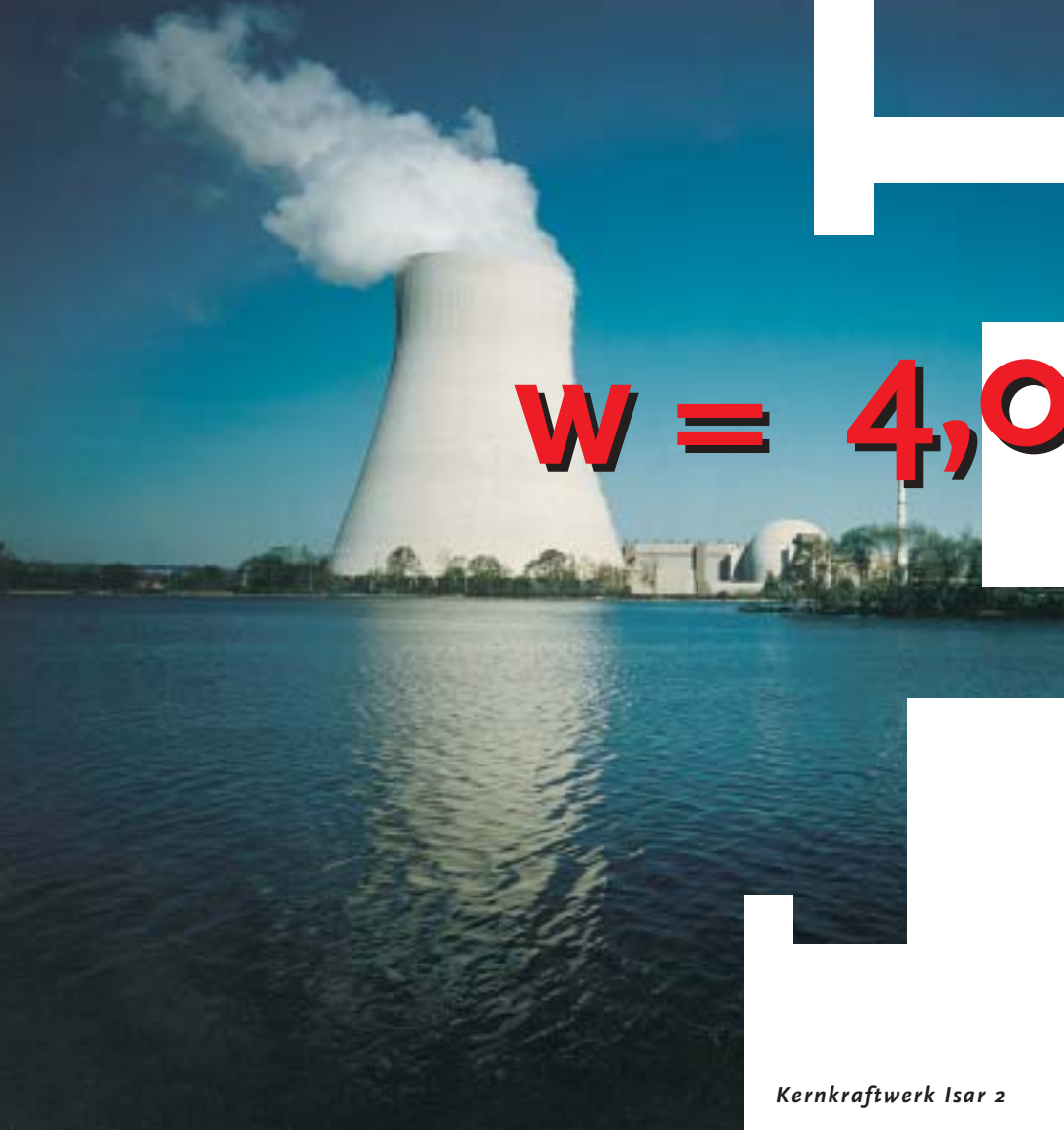
Kernwaffen-Fallout: Die langlebigen Radionuklide, die heute noch in der Atmosphäre und in Lebensmitteln nachzuweisen sind, stammen vielfach aus den oberirdischen Kernwaffenversuchen der 50er und 60er Jahre. Ihr Beitrag zur Effektivdosis der Bevölkerung liegt jedoch unter 0,01 Milli-Sievert pro Jahr.

Natürliche Strahlenexposition: Der Mensch ist seit jeher einer natürlichen Exposition aus kosmischer, terrestrischer und innerer Strahlung ausgesetzt.

Kosmische Strahlenexposition: Der kosmische Anteil der natürlichen Strahlenexposition hängt vom geomagnetischen Breitengrad und der Höhe über dem Meeresspiegel ab. In Mitteleuropa ist ihr Beitrag zur mittleren jährlichen Effektivdosis der Bevölkerung etwa 0,3 Milli-Sievert.

Terrestrische Strahlenexposition: Unterschiedliche Aktivitätskonzentrationen natürlicher radioaktiver Stoffe, wie Uran und Thorium in der Erdkruste und in Baustoffen, führen zu beträchtlichen regionalen Unterschieden der terrestrischen Strahlenexposition. Ihr Anteil an der natürlichen Exposition macht in Mitteleuropa durchschnittlich 0,4 – 0,5 Milli-Sievert pro Jahr aus. Erhöhter Urangehalt im Boden, wie beispielsweise im Schwarzwald, erhöht diesen Wert um das Drei- bis Vierfache.

Innere Strahlenexposition: Innere Strahlenexposition verursachen Radionuklide, die mit der Nahrung oder der Atemluft in den menschlichen Organismus gelangen. Die mit der Nahrung aufgenommenen Radionuklide Kalium-40, Kohlenstoff-14, Radium-226 und Tritium führen zu einer effektiven Dosis von etwa 0,3 Milli-Sievert pro Jahr. Die Hälfte dieser Dosis entfällt allein auf Kalium-40.



$$W = 4,0 \cdot 10^{-6}$$

Kernkraftwerk Isar 2

Wahrscheinlichkeit als Sicherheitsindikator

An die Zuverlässigkeit von Absperrarmaturen werden hohe Ansprüche gestellt.



In den Kernkraftwerken sind zur Beherrschung von Störfällen eine große Anzahl von Sicherheitseinrichtungen vorhanden. Art und Umfang werden anhand eines Spektrums repräsentativer Störfälle, den sogenannten Auslegungsstörfällen, festgelegt. Alles ist so ausgerichtet, daß praktisch alle Möglichkeiten von Störfallabläufen beherrscht werden. Ergebnis ist ein äußerst komplexes System technischer Einrichtungen. Die Bedeutung auftretender Störungen oder Störfälle kann oft nur noch mit Wahrscheinlichkeitsaussagen beurteilt werden. Wichtig ist die Frage, wieviel Sicherheit bei einem aufgetretenen Ereignis noch vorhanden oder wie groß die Wahrscheinlichkeit für einen Schaden am Reaktorkern war.

Die Antwort liefert die Methode der „Precursor-Analysen“. Das Wort Precursor kommt (natürlich) aus dem Englischen und bedeutet „Vorbote“, in diesem Fall für mögliche schwere Störfälle.

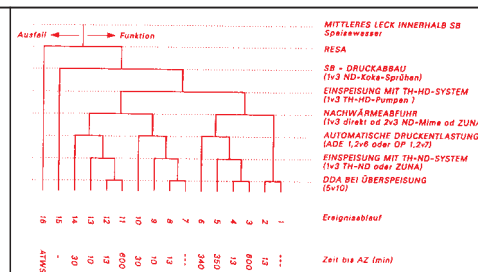
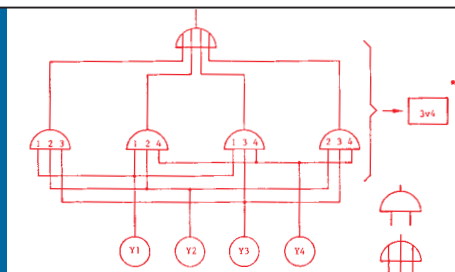
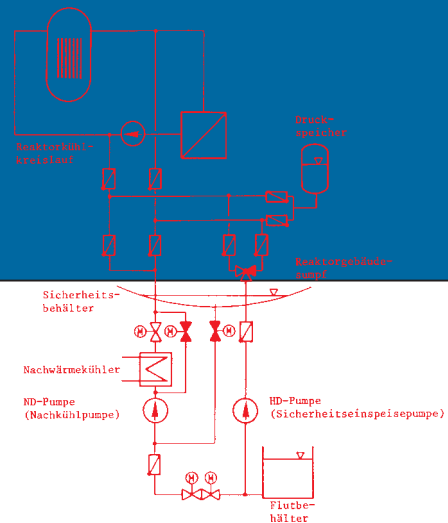
Die Methode läßt sich so skizzieren:

Die Basis stellen die von den Kernkraftwerken gemeldeten Ereignisse. Sie werden daraufhin untersucht, wie groß der Sicherheitsabstand zu einem Schaden am Reaktorkern noch war. Zugrunde gelegt werden hypothetische Störfallabläufe, bei denen die unbedingt fortzusetzen- de Reaktorkühlung, auch bei abgeschaltetem Kraftwerk, gefährdet ist. Dabei wird berücksichtigt, mit welcher Wahrscheinlichkeit ausle- gungsgemäß vorhandene Sicherheitseinrichtungen zur Brennele- mentkühlung zusätzlich hätten ausfallen können, die aber tatsäch- lich funktioniert haben. Die Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen wird mit Methoden der Statistik bestimmt. Ergebnis dieser Untersuchung ist eine Zahl. Sie gibt eine Wahrscheinlichkeit an, ein Maß für den Sicherheitsabstand zu einem Schaden am Reaktorkern.

Ein solcher Zustand, bei dem die Kühlung der Brennelemente gefährdet ist (Fachterminus: Systemschadenzustand), muß nicht zwingend zu Kernschäden führen. Erst dann, wenn die weiteren Maßnahmen, die sogenannten anlageninternen Notfallmaßnah- men, keine ausreichende Wärmeabfuhr wiederherstellen, würde eine Schädigung des Reaktorkerns (Kernschadenzustand) eintreten. Dies zeigt, daß auch bei einem Systemschadenzustand immer noch Sicherheitsreserven zur Verfügung stehen. Diese Reserven bewirken, daß die Wahrscheinlichkeit für einen Kernschadenzu- stand nach heutigem Kenntnistand bis zu ca. einem Faktor 10 geringer ist als für einen Systemschadenzustand.

Precursor-Analysen wurden zunächst in den USA entwickelt.

Typische technische und mathematische Methoden, die im Rahmen von Probabilistischen Sicherheits- analysen verwendet werden



Die GRS hat diese Arbeiten aufge- griffen und als Instrumentarium für eine kontinuierliche probabili- stische Bewertung für deutsche Anlagen weiterentwickelt. Hervor- zuheben sind diese wichtigen Zielsetzungen:

- Es werden Ereignisse erkannt, bei denen Sicherheitsreserven reduziert waren. Daraus kön- nen systemtechnische Verbes- erungen abgeleitet werden.
- Es läßt sich eine Zahl ange- ben, die die sicherheitstechni- sche Bedeutung von Ereignis- sen beziffert.

- Ein Vergleich der Zahlen über die Jahre liefert ein Indiz für die Sicherheit der Kernkraftwerke in der Bundes- republik Deutschland: Abzule- sen ist: Hat sie sich erhöht? Bleibt sie auf dem bereits erreichten hohen Niveau? Hat sie sich etwa verringert?
- Diese Methodik ist sehr auf- wendig. Sie erfordert viele Arbeitsschritte: das Sammeln der Daten, das Bewerten, das Auswerten. Beim Vorgehen wer- den grundsätzlich zwei Fälle unterschieden:

1. Das Ereignis hat zu einem Eingreifen von Sicherheits- systemen geführt (ein soge- nanntes auslösendes Ereignis). In diesem Fall wird die Zuver- lässigkeit der benötigten Sicher- heitseinrichtungen untersucht. Diese Zuverlässigkeit wird rech- nerisch ermittelt. Das Ergebnis ist eine Wahrscheinlichkeit für den Ausfall dieser Einrichtun- gen, und damit eine Wahr- scheinlichkeit, mit der das auf- getretene Ereignis zu einem Systemschadenzustand führen würde.

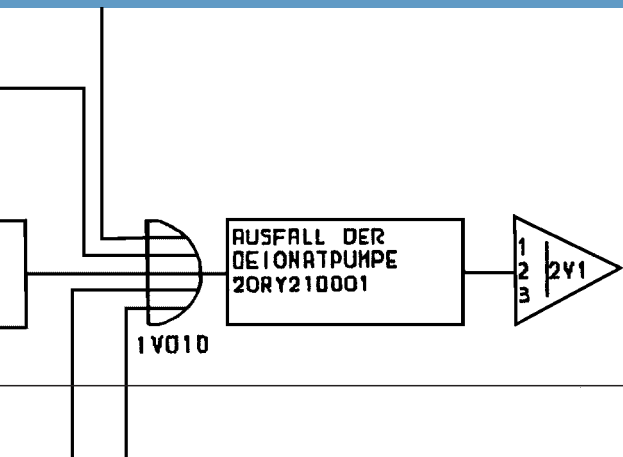
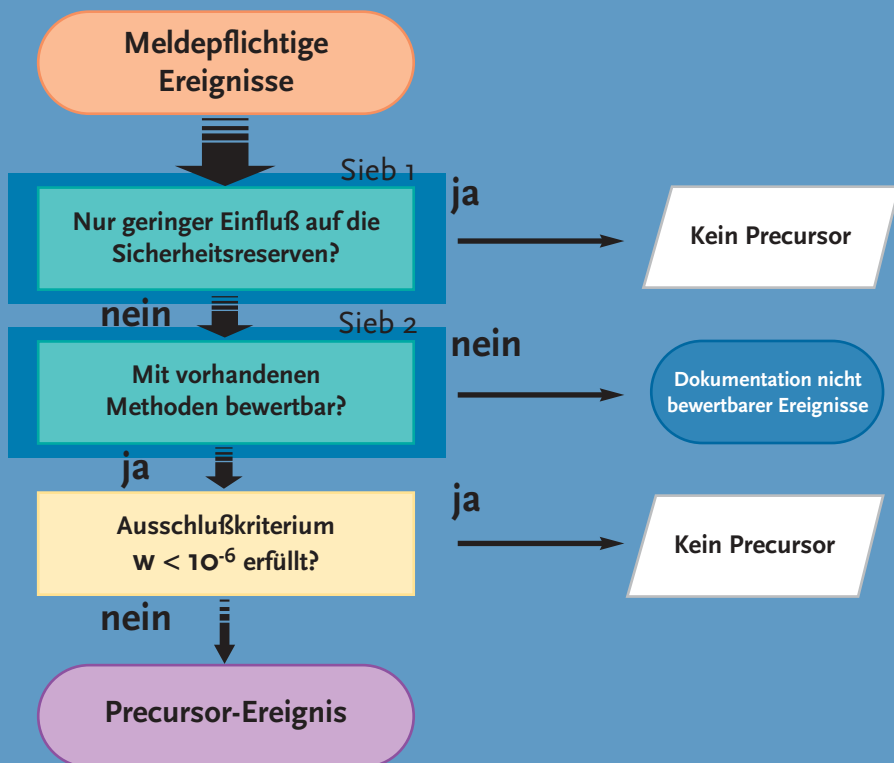


2. Im zweiten Fall gibt es kein auslösendes Ereignis, aber eine Sicherheitseinrichtung ist in der Funktionsweise eingeschränkt. Analysiert werden mithin alle Ereignisse, die das schadhafte System hätten anfordern können. Ferner wird untersucht, welche sonstigen Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung der angenommenen Ereignisse noch vorhanden waren. Wichtig dabei ist: Wie lange war die Funktion der Sicherheitseinrichtung eingeschränkt, und wie häufig treten solche auslösenden Ereignisse tatsächlich auf?

Die Wahrscheinlichkeit für einen Systemschadenzustand setzt sich in diesem Fall zusammen aus der Wahrscheinlichkeit, daß ein Ereignis tatsächlich während der Systemstörung aufgetreten wäre und aus der Wahrscheinlichkeit, daß die sonstigen funktionierenden Sicherheitseinrichtungen auch noch ausgefallen wären.

Nicht jede Meldung muß und nicht jede Meldung kann auf den probabilistischen Prüfstand kommen. Ausgesiebt werden in einem ersten Schritt zum Beispiel Ereignisse, die praktisch

keinen Einfluß auf die Sicherheitsreserven hatten, also auch keine Precursor-Ereignisse darstellen können. Im nächst feineren Sieb bleiben Meldungen hängen, die nach den vorhandenen Informationen oder Methoden nicht mit vertretbarem Aufwand zu bewerten sind. Diese Meldungen gehen nicht verloren, sondern werden in einer Sonderdokumentation erfaßt, aus der sich Impulse für eine Weiterentwicklung des Precursor-Verfahrens auch für systemtechnische Verbesserungen ergeben können.

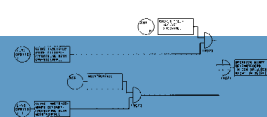


GRS-Mitarbeiter diskutieren einen Ereignisablauf.

.....

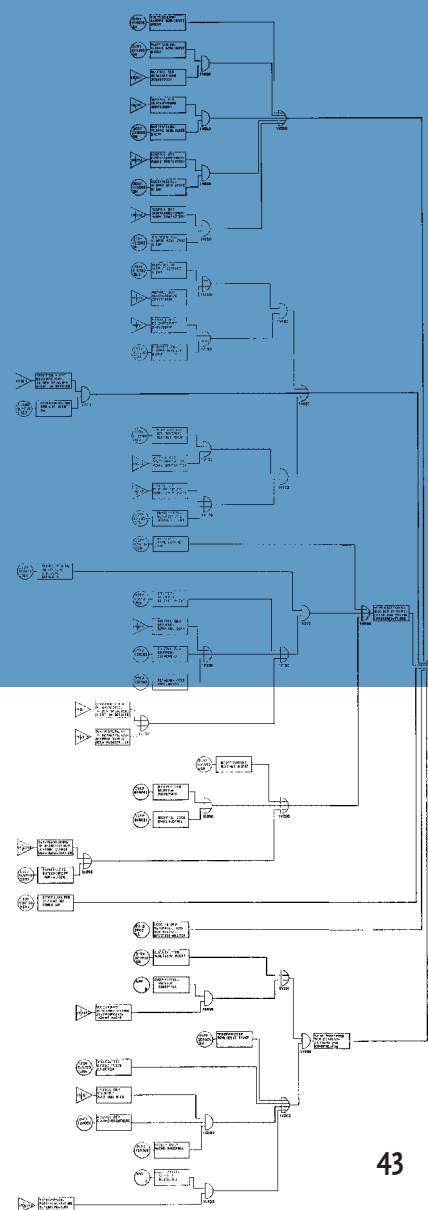
.....

.....



Im GRS-Analysezentrum in Garching werden Sicherheitsanalysen interaktiv durchgeführt.

Ausschnitt aus einem „Fehlerbaum“, wie er für Precursor-Analysen verwendet wird



Wichtige Ereignisse aus den Jahren 1993 und 1994, die im Rahmen einer Precursor-Analyse als signifikant identifiziert wurden

Reaktortyp	Meldepflichtiges Ereignis	Auslösendes Ereignis oder unterstelltes Ereignis	Wahrscheinlichkeit für einen Systemschadenzustand pro Reaktorbetriebsjahr
DWR/1993	Ausfall eines Frischdampf-Abblase-Regelventils	Kleines Leck im Primärkreislauf	$2,1 \cdot 10^{-6}$
SWR/1993	Störungen an Armaturen in Treibwasserschleife	Kühlmittelverlust	$3,3 \cdot 10^{-6}$
SWR/1993	Transiente beim Anfahren nach längerem Stillstand	Notstromfall(*)	$4,7 \cdot 10^{-5}$
SWR/1993	Leck in Kühlwasserleitung eines Notstromdiesels	Notstromfall	$3,0 \cdot 10^{-6}$
SWR/1993	Unvollständiges Öffnen eines Druckbegrenzungsventils	Transiente, Kühlmittelverlust	$1,9 \cdot 10^{-5}$
SWR/1993	Schäden an Abgasleitungen von Notstromdieseln	Notstromfall	$4,7 \cdot 10^{-6}$
DWR/1994	Fehlauslösung von Reaktorschutzsignalen	Transiente (*)	$1,4 \cdot 10^{-5}$
DWR/1994	Reaktorschnellabschaltung infolge einer Dampf-erzeugerniveauabsenkung	Transiente (*)	$3,4 \cdot 10^{-6}$
DWR/1994	Verdrahtungsfehler an Zeitstufen für Notstromdieselgeneratorschalter	Notstromfall	$3,6 \cdot 10^{-6}$ (15 Jahre: $5,4 \cdot 10^{-5}$)
SWR/1994	Reaktorschnellabschaltung nach Lastabwurf auf Eigenbedarf	Notstromfall (*)	$2,5 \cdot 10^{-6}$

(*) Tatsächlich aufgetretenes auslösendes Ereignis

Die Summe der Precursor-Ergebnisse, das heißt der einzelnen Wahrscheinlichkeitswerte, in einem Jahr ist ein Maß für den Sicherheitsabstand zum Auftreten eines Systemschadenzustandes aller deutscher Anlagen in dem betrachteten Jahr.

Diese Summe hängt von der Anzahl der untersuchten Anlagen und vom Untersuchungszeitraum ab und ist daher als Vergleichswert, zum

Beispiel mit anderen Jahren, nicht geeignet. Wird die Zahl der in Betrieb befindlichen Anlagen berücksichtigt, wird also ein Mittelwert gebildet und dieser auf einen Jahreszeitraum bezogen, dann läßt sich dieser Mittelwert als Sicherheitsindikator verwenden. Aus der Tabelle ergibt sich damit eine mittlere Häufigkeit pro Jahr für einen Systemschadenzustand von $3,8 \cdot 10^{-6}$ pro Kraftwerk bei 20 betriebsbereiten Kernkraftwerken. Den höchsten Beitrag lieferte ein Ereignis, bei dem ein Verdrahtungsfehler in der Ansteuerung der Notstromdieselschalter vorlag. Der Fehler hätte dazu führen können, daß bei Wiederkehr der Netzspannung nach einem Notstromfall einzelne Notstromschienen nicht mit dieser hätten versorgt werden können, wenn gleichzeitig noch weitere Sicherheitssysteme angefordert worden wären. Der Beitrag ist so hoch, weil der Fehler über ca. 15 Jahre unerkannt vorlag. Der einzelne Precursor erlaubt aber noch keine Aussage über das Sicherheitsniveau der betroffenen Anlage, weil sowohl das Ergebnis (Wahrscheinlichkeit des Systemschadenzustandes) als auch das Auftreten des Precursors statistischen Schwankungen unterliegen. Für eine bestimmte Anlage gibt erst die Verfolgung der Precursor-Ergebnisse über einen längeren Zeitraum ein objektives Bild über das Sicherheitsniveau der Anlage.

Den zweithöchsten Beitrag lieferte ein Ereignis beim Anfahren eines Siedewasserreaktors nach längerem Stillstand, bei dem es zum Ausfall der Eigenbedarfsversorgung kam. Bei den restlichen acht Ereignissen lag die entsprechende Wahrscheinlichkeit zwischen $2 \cdot 10^{-5}$ und $2 \cdot 10^{-6}$. Verglichen mit den Ergebnissen ausländischer Precursor-Analysen, sind die hier ermittelten Wahrscheinlichkeiten für Systemschadenzustände als gering zu bewerten.

Eine Precursor-Auswertung über einen längeren Zeitraum wurde bisher in der Bundesrepublik nicht durchgeführt. Zukünftig wird die GRS systematisch jedes Jahr auswerten und damit eine Trendverfolgung des oben genannten Sicherheitsindikators und der Wahrscheinlichkeiten für einzelne Anlagen ermöglichen.



Auswahl von GRS-Sicherheitsstudien

Gundremmingen: Beide Blöcke waren Gegenstand einer umfassenden Sicherheitsanalyse im Jahre 1990.



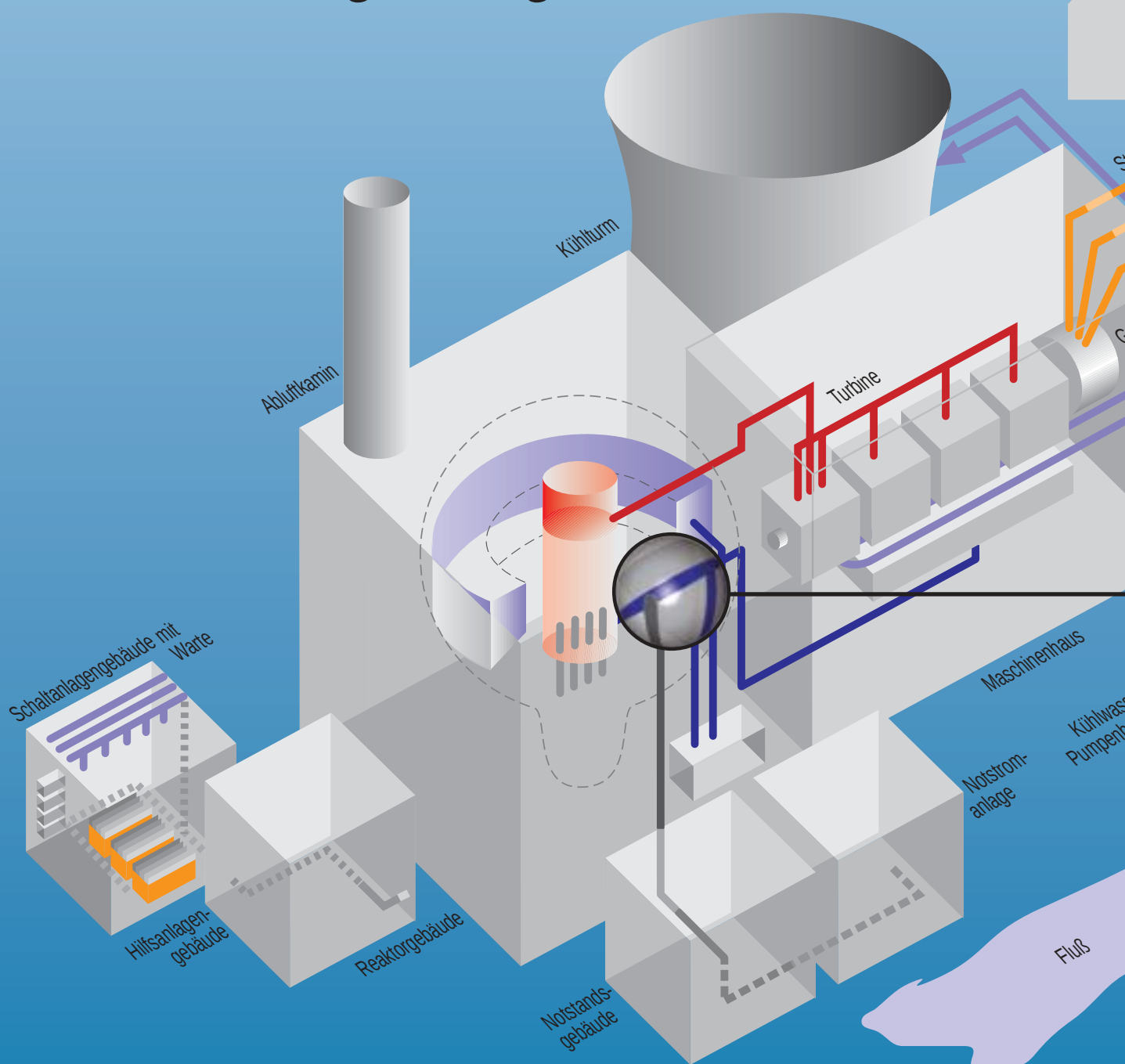
Die beiden Druckwasserreaktoren des Kernkraftwerks Biblis gingen 1974 (Biblis A) und 1976 (Biblis B, links) in Betrieb. Block B war Gegenstand einer umfassenden Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA).





Rissen auf der Spur

Ein neues Prüfgerät zeigte sie auf





Daher sind die Nähte immer wieder zu überprüfen. Ein neues Prüfgerät ermöglicht ein Betrachten der Nähte auch im Rohrinernen. In einem Siedewasserreaktor zeigten sich bei dieser Prüfung erste Hinweise auf mögliche Schäden, und zusätzliche Prüfungen wiesen Risse im Wurzelbereich von Schweißnähten und in den angrenzenden Teilen der Rohre auf, die beim Schweißen erwärmt worden waren. Das entsprechende Rohrstück wurde herausgetrennt (zerstörende Prüfung), und die dann folgende detaillierte Materialprüfung deckte sehr

tiefe Risse fast am gesamten Umfang des Rohres auf. Steht die betroffene Leitung über andere Rohre in Verbindung mit dem Reaktordruckbehälter und ist zwischen ihm und der fehlerhaften Naht keine Absperrung, wäre bei einem Leck oder gar einem Bruch als Folge des Risses die dritte nukleartechnische Barriere verletzt. Weitergehende Folgen sind gleichwohl auszuschließen, da selbst ein Bruch beherrscht worden wäre. Dagegen ist das Kernkraftwerk ausgelegt.



Schweißarbeiten an einem Rohr



*Prüfgerät zur
Inneninspektion
von Rohren
(Rohrmolch)*

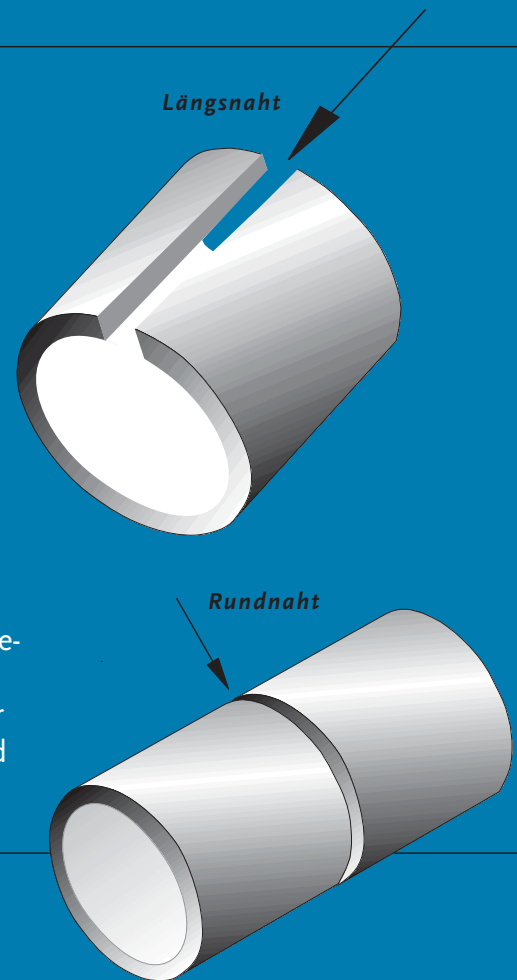
Der Sachverhalt

In Kernkraftwerken bestehen viele Rohre mit unterschiedlichsten Durchmessern aus rostfreien austenitischen Stählen, einer Legierung aus Eisen und Kohlenstoff mit Beimengungen von Chrom und Nickel. Andere Rohre mit einem Durchmesser von 300 Millimeter und mehr und auch der Reaktordruckbehälter sind mit einem austenitischen Werkstoff beschichtet (plattiert). Der Vorteil: Austenit ist sehr beständig gegen flächenhafte Korrosion und äußerst zäh. Es kommt also bei hohen Spannungen ohne Reißen zu plastischen Verformungen – in diesem Fall wird von einem „hohen plastischen Verformungsvermögen“ gesprochen.



Schweißnaht

Die Schweißnaht, mit der zwei Rohre verbunden werden, wird „Rundnaht“ genannt, im Gegensatz zu einer Längsnaht in axialer Richtung. Die erste Lage der Schweißung, die bei Rohren innen liegt, heißt Wurzel. Am Übergang von dieser Wurzel zum Rohr können sich Einkerbungen ergeben; unter bestimmten Bedingungen entstehen hier Risse. Beim Schweißen wird zwangsläufig das Rohr direkt an der Naht miterhitzt. In dieser „wärmebeeinflussten Zone“ sind Veränderungen im Stahlgefüge möglich.



Die Aufgabe für die GRS

Die zentrale Frage lautete: Waren die Fehler in der Schweißnaht auf eine generelle Ursache zurückzuführen? Und gab es Anlaß, in anderen Kernkraftwerken nach ähnlichen fehlerhaften Schweißnähten zu suchen? Die fraglichen Rohre bestanden aus austenitischem Stahl, für den derartige Beobachtungen nicht erwartet wurden. Daher schlossen sich weitere Fragen an: Hat das Primärkühlmittel unter den besonderen Bedingungen bei Siedewasserreaktoren

(Bildung von Sauerstoff und Wasserstoffperoxid unter Strahleneinfluß) einen Einfluß auf die Rißbildung?

Weiterhin: Könnte das reaktionsfreudige Wasserstoffperoxid durch Einbringen von Wasserstoff wieder in Wasser umgewandelt (rekombiniert) werden? Von Interesse waren auch Eigenspannungen im Wurzelbereich von Schweißnähten. Gibt es Schweißverfahren, die weniger Eigenspannungen im Werkstoff erzeugen?



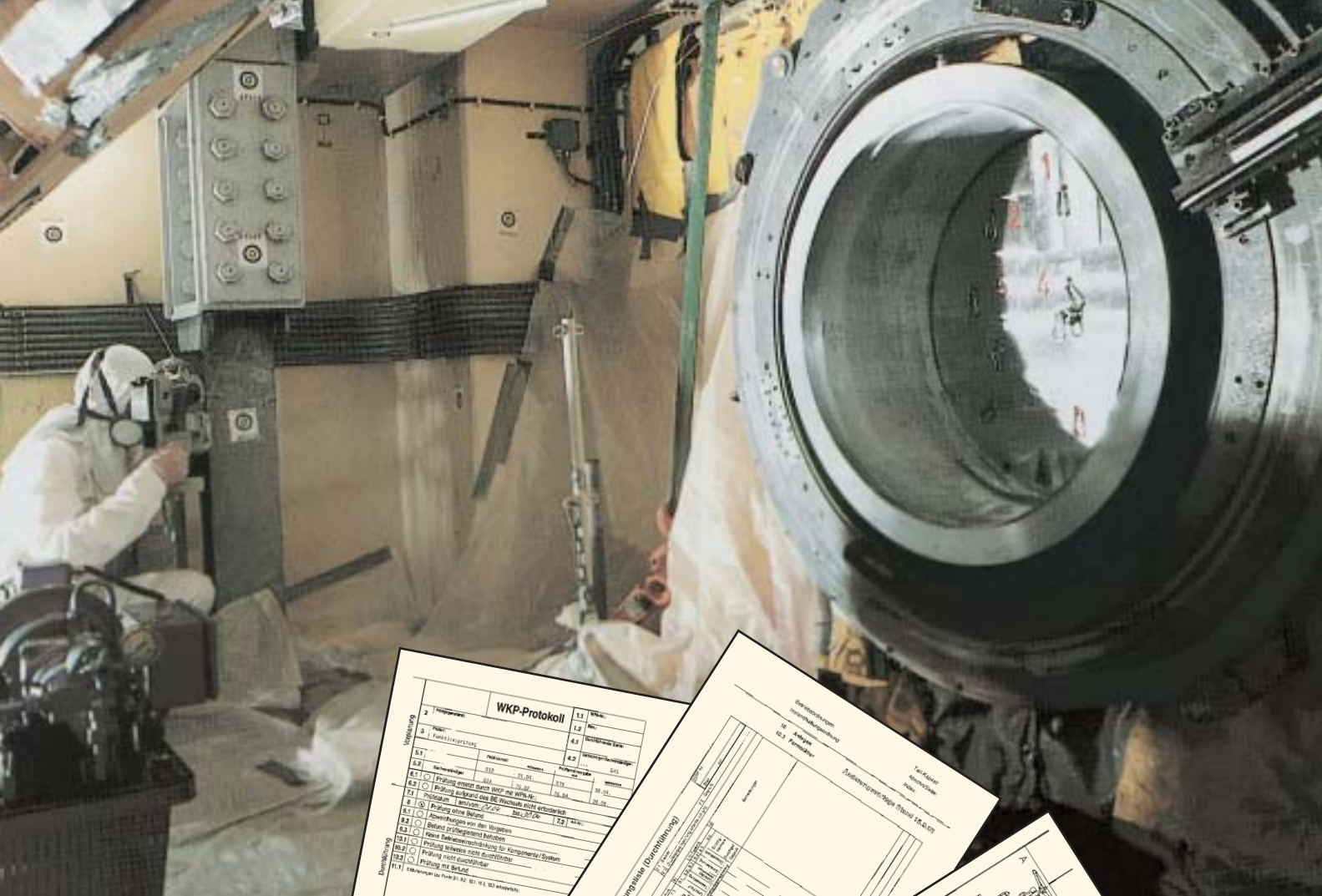
Austenitische Stähle sind nach dem britischen Metallurgen William Chandler Roberts-Austen benannt.

Bis 1991 galt die Annahme, daß in einwandfrei verschweißten und geprüften Rohren aus diesem Material weder im Grundwerkstoff des Rohres noch im Werkstoff der Schweißnaht im Laufe des Betriebs eines Kernkraftwerks Risse auftreten. Diese Ansicht wurde trotz der Kenntnis vertreten, daß bereits in den 70er Jahren in den USA Risse in Rohren aus austenitischem Werkstoff beobachtet worden waren. Zur Erklärung hieß es, dort seien unstabilisierte austenitische Chrom-Nickel-Stähle eingesetzt; bei den in Deutschland üblichen, mit Titan oder Niob stabilisierten Chrom-Nickel-Stählen seien solche Befunde ausgeschlossen. Zudem sei in Deutschland die chemische Zusammensetzung der Stähle dem Einsatz in Kernkraftwerken besonders angepaßt. An dieser Ansicht wurde auch festgehalten, nachdem entgegen den Voraussagen durch Sonderprüfprogramme in stabilisiertem Stahl Risse entdeckt worden waren. Bei diesen Rissen war angenommen worden, daß es sich um sogenannte Heißrisse aus der Herstellung handle, die der Kontrolle entgangen seien. Gleichwohl wurden Schweißnähte an Rohren aus austenitischen Stählen immer wieder stichprobenartig mit dem sogenannten Farbeindringverfahren von außen untersucht. Fehler wurden jedoch nicht entdeckt.

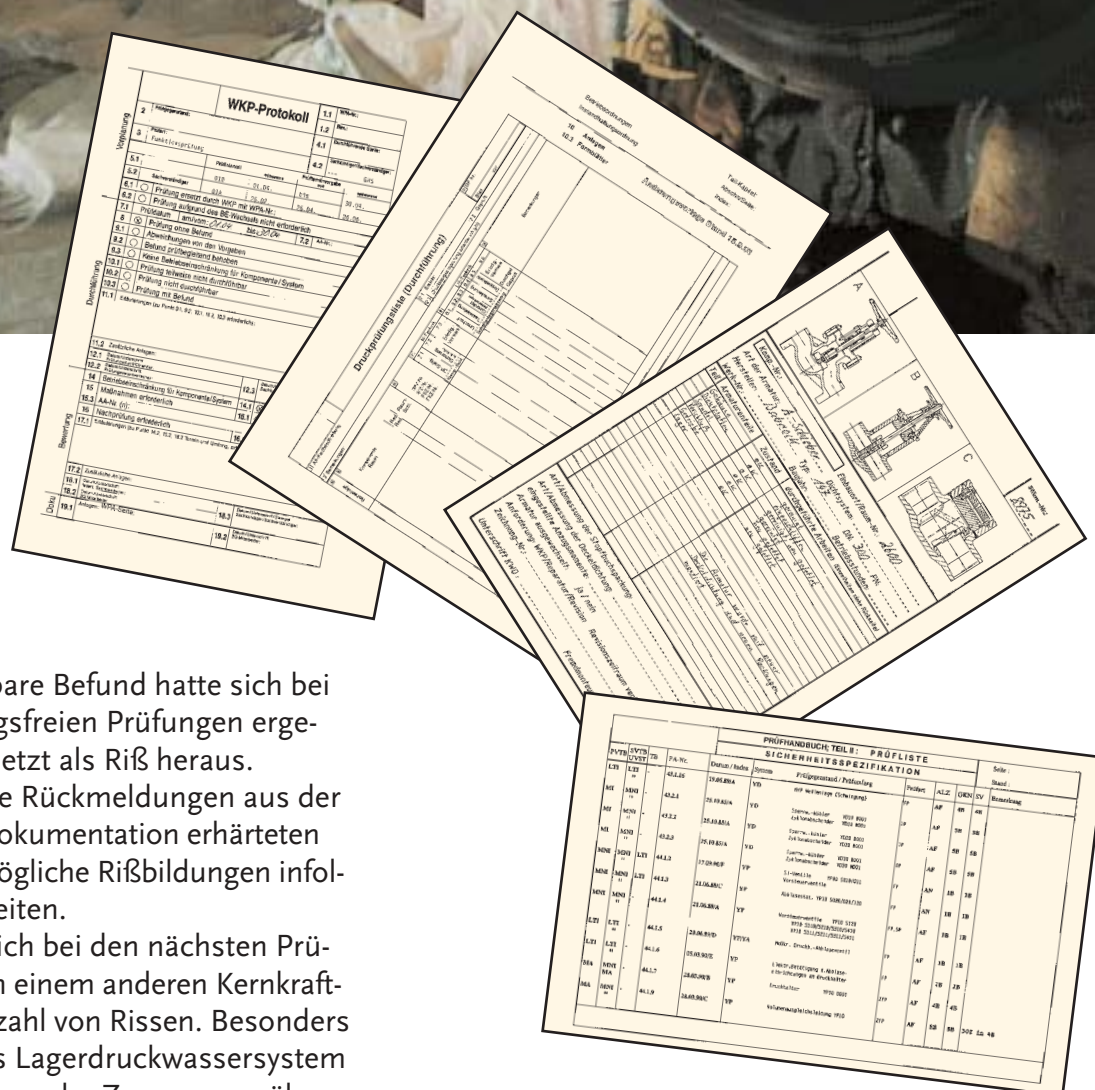
Farbeindringverfahren

Bei der Überprüfung von Werkstoffen läßt sich in Kernkraftwerken nicht einfach ein Stück heraussägen – dies wäre dann ein zerstörendes Vorgehen („zerstörende Prüfung“). Zu den zerstörungsfreien Maßnahmen zählt das Farbeindringverfahren: Die zu überprüfende Stelle wird mit einer Flüssigkeit besprüht, nach einer Weile Einwirkzeit abgewischt und mit einem Pulver bestäubt. Sollte sich dort ein Riß befinden, wäre etwas von der Flüssigkeit eingedrungen und durch das Abwischen nicht entfernt worden. Das Pulver saugt die Flüssigkeit aus dem Riß, verfärbt sich, und macht ihn dadurch erkennbar.

Auch die mit dem neuen Prüfgerät gefundenen Risse – Ausgangspunkt dieses Kapitels – wurden zunächst als herstellungsbedingt gedeutet. Es hieß, die damaligen Verfahren zur Prüfung seien unzulänglich gewesen. Diese Deutung veranlaßte die GRS, allen Kernkraftwerken zu empfehlen, die Dokumentation der im nichtabsperzbaren Bereich des Primärkreislaufs befindlichen Rohre auf vergleichbare Hinweise zu durchforsten. Währenddessen wurde mit dem neuen Prüfgerät ein bereits bekannter Hinweis auf einen möglichen Schaden in einem Rohr untersucht.



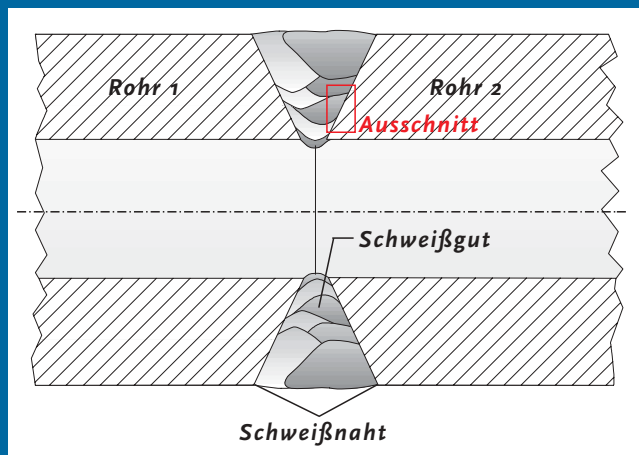
**Photogrammetrische
Vermessung einer
Schweißnaht vor Ort**



Dieser nicht erklärbare Befund hatte sich bei früheren zerstörungsfreien Prüfungen ergeben. Er stellte sich jetzt als Riß heraus. Dieser Fund und die Rückmeldungen aus der Überprüfung der Dokumentation erhärteten den Verdacht auf mögliche Rißbildungen infolge von Schweißarbeiten. Tatsächlich ergab sich bei den nächsten Prüfungen der Rohre in einem anderen Kernkraftwerk eine große Anzahl von Rissen. Besonders betroffen waren das Lagerdruckwassersystem – es versorgt die Lager der Zwangsumwälzpumpen mit Wasser – und das System zur Reinigung des Reaktorkühlmittels. Entdeckt wurden Fehler ausschließlich in Siedewasserreaktoren. Weitere Untersuchungen konzentrierten sich daher auf diesen Reaktortyp.

**Mit Prüfprotokollen werden
minutiös die Befunde dokumentiert.**

*Zwei Rohre werden
mit einer
Schweißnaht verbunden*



*Riß
entlang einer
Schweißnaht*

Der GRS-Kommentar

Die Ursache für die interkristallinen Risse war: Die wärmebeeinflusste Zone wurde empfindlich gegen Rißbildung.

Die Veränderung der wärmebeeinflussten Zone wurde dabei gefördert durch einen hohen Kohlenstoffgehalt zusammen mit einer unzureichenden Stabilisierung des austenitischen Stahls, also eines zu geringen Titan- oder Niob-Anteils.

Rißempfindlichkeit wird auch durch den Schwefel- und Phosphor-Gehalt erhöht. Außerdem ergaben sich im Wurzelbereich große Spannungen. Eine weitere Bedingung für die Rißbildung ist die für Siedewasserreaktoren typische Wasserchemie.

Als Folge dieses Spektrums von Ergebnissen wurde bei dem Ersatz der Rohrleitungen auf einen niedrigen Gehalt des Werkstoffs an Kohlenstoff, Schwefel und Phosphor geachtet. Ferner mußte beim Schweißen auf geringen Wärmeeintrag und möglichst kleine Eigenspannung in der Wurzel der Schweißnaht geachtet werden. Von Bedeutung ist auch eine strengere Überwachung der Wasserchemie.

Die GRS gab durch ihre Mitteilungen und Hinweise wesentliche Anstöße zur zeitigen

Entdeckung weiterer Schäden in den Siedewasserreaktoren.

Sie trug damit entscheidend zur Klärung der Schadensursachen und der technischen Lösung des Problems bei.

Aufgrund der gewonnenen Erkenntnisse und der getroffenen Maßnahmen werden weitere Rißbildungen nicht erwartet. Die GRS wird jedoch die neuen Erfahrungen mit dem geänderten Werkstoff, mit anderen Schweißverfahren und mit der Wasserchemie genau verfolgen.

Chrom-Nickel-Stähle

Stahl besteht vor allem aus Eisen und Kohlenstoff. Für besondere Eigenschaften, etwa „rostfrei“, werden weitere Stoffe zugesetzt. Bei rostfreiem Stahl sind das rund 18 Prozent Chrom.

Die Gitterstruktur des Werkstoffs, also die Anordnung der einzelnen Eisen-, Kohlenstoff- und Chrom-Atome, läßt sich bei der Herstellung beeinflussen. Ergebnis sind Gitterstrukturen wie Austenit und Delta-Ferrit. Verbindet sich beim Schmelzen Chrom mit Kohlenstoff zu Chromkarbid, kann der Stahl empfindlich gegen Rißbildung werden (interkristalline Spannungsrißkorrosion).

Das läßt sich durch eine Beigabe von Titan oder Niob während der Herstellung verhindern. Es wird dann von einer Stabilisierung des Werkstoffs gesprochen.

Interkristalline Spannungsrißkorrosion

Metallische Werkstoffe bestehen aus einzelnen Kristallen.

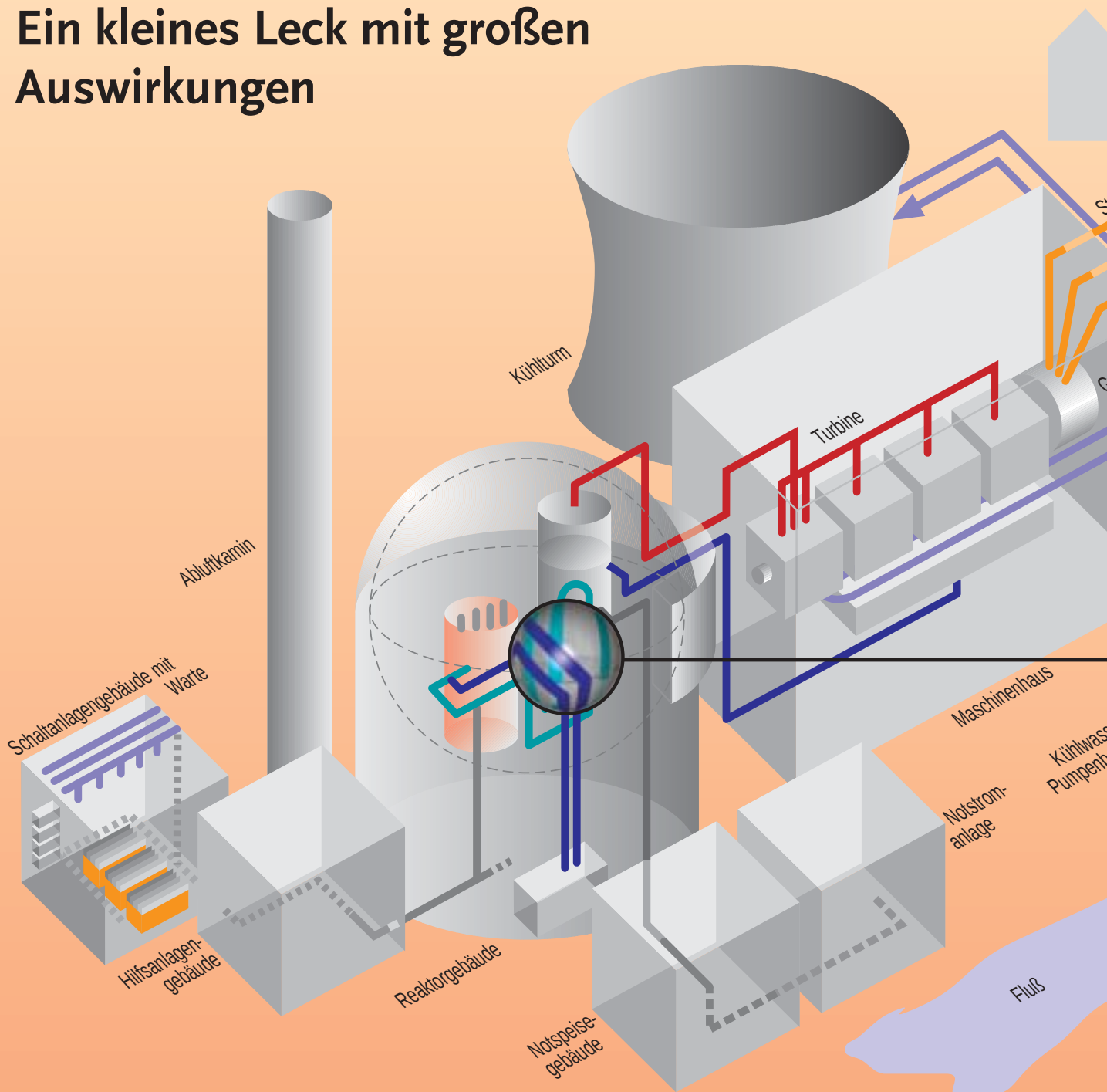
Die Grenzen zwischen den einzelnen Kristallen werden als Korngrenzen bezeichnet. Unter bestimmten Voraussetzungen kann lokale Korrosion entlang der korngrenzennahen Bereiche stattfinden, die zu Werkstofftrennungen, sogenannten Rissen, führt. Dieser Mechanismus wird als interkristalline Korrosion beziehungsweise bei Mitwirkung von Spannungen als interkristalline Spannungsrißkorrosion bezeichnet.

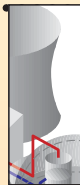
Die Empfindlichkeit eines Werkstoffs gegenüber solchen Einflüssen kann unter anderem durch die Wärmebehandlung bei der Fertigung beeinflusst werden.



Jeder Tropfen zählt

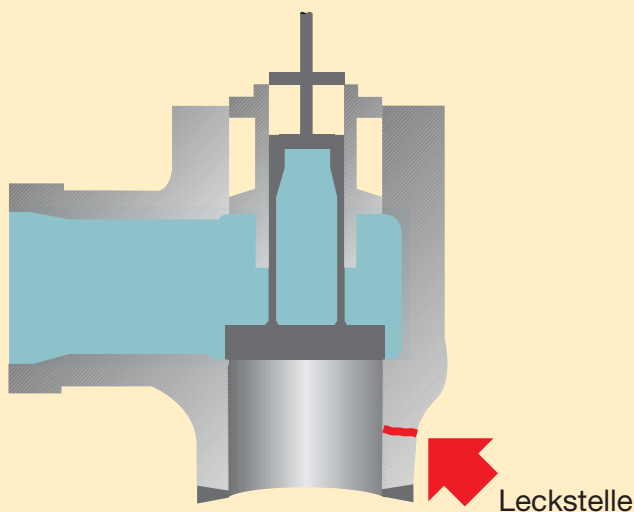
Ein kleines Leck mit großen Auswirkungen





Das Ereignis

Gegen Ende der Revision eines Druckwasserreaktors zeigte sich beim Testen der Dichtigkeit des Not- und Nachkühlsystems an einer Armatur eine Leckage von einigen Tropfen pro Stunde. Es handelte sich um eine sogenannte Erstabsperarmatur (Absperrung des Systems vom Primärkreis). Die Leckage trat in dem Gehäusebereich des Ventils auf, der im normalerweise geschlossenen Zustand nicht mit dem Primärkreislauf verbunden ist.





Die Aufgabe für die GRS

Auch wenn die dritte nukleartechnische Barriere nur indirekt betroffen war, so lag die schadhafte Stelle doch in einem für die Beherrschung von Störfällen wesentlichen Anlagenteil. Deshalb mußte der Frage nach einem möglichen systematischen Fehler nachgegangen werden.

Der Sachverhalt

Das undichte Gehäuse der Armatur bestand aus rostfreiem, austenitischem Chrom-Nickel-Stahl. Im Bereich des Lecks war die Wand 45 Millimeter dick. Das Gehäuse ist ausgelegt für einen Druck von 175 bar (das 175fache des atmosphärischen Drucks) und für eine Temperatur von 350 °C.

Bei der Untersuchung zeigte sich ein fast wanddurchdringender Gußfehler von etwa 130 Millimeter Länge in Umfangrichtung. Der Fehlerbereich wurde durch einzelne Restbrücken zusammengehalten. Die zerstörende Prüfung des Gehäuses zeigte „Schwingstreifen“ auf diesen Brücken. Diese entstehen bei einem Aufreißen des Materials durch zyklische Belastungen. Zahl und Abstand der Streifen konnte mit den regelmäßigen Druckprüfungen während der Stillstandsphasen in Verbindung gebracht werden. Ein Wachstum der Streifen während des Betriebs wurde nicht festgestellt.

Die Untersuchung der Gießtechnik ergab keinen Hinweis auf eine generelle Fehlerquelle: Von den insgesamt acht Erstabsperarmaturen wurden fünf und von den insgesamt 28 Zweitabsperarmaturen zwölf überprüft. Es wurde Fehlerfreiheit bestätigt.

Entsprechend den damaligen Bestimmungen wurden zwei Armaturen der Erstabsperung

Primärkreis

Druckwasserreaktoren haben zwei Kühlkreisläufe. Der Primärkreis nimmt die im Reaktor produzierte Wärme auf, die über Wärmetauscher an den Sekundärkreislauf übertragen wird.

Not- und Nachkühlsystem

Für den Fall eines größeren Lecks im Primärkreis ergänzt dieses mehrfach vorhandene Sicherheitssystem die für die Kühlung des Reaktors notwendigen Wassermengen. Bei ausgeschaltetem Reaktor wird die weiter anfallende Nachwärme mit diesem System aus dem Reaktor abgeführt. Wird das System nicht benötigt, ist es durch zwei hintereinanderliegende Armaturen – Erst- und Zweitabsperung – vom Primärkreis abgetrennt.



und zwölf der Zweitabsperung bei ihrer Herstellung mit Hilfe des „Durchstrahlungsverfahrens“, also durch den Einsatz von Röntgen- oder Gammastrahlen, kontrolliert.

Das schadhafte Ventil wurde geschweißt und entsprechend heutiger Anforderungen mit Hilfe der Durchstrahlung zu 100 Prozent überprüft. Gegen die weitere Verwendung haben die Gutachter keine Einwände.

Zusätzliche Untersuchungen galten den übrigen sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen mit Gußgehäuse in dem betroffenen Druckwasserreaktor, da alternative Informationen über mögliche Fehler nicht vorhanden waren.

Die GRS empfahl in allen Kernkraftwerken eine Bestandsaufnahme aller gegossenen austenitischen Gehäuse für Armaturen und Pumpen. Ziel war es, die Wirksamkeit der Prüfverfahren der Hersteller zu verifizieren. Bei nicht zufriedenstellenden Ergebnissen sollten die Gehäuse bei der nächsten Revision stichprobenartig untersucht werden.



Ventile, wie sie im Kernkraftwerk zum Einsatz kommen. Sie können wahlweise per Motor oder mit einem Handrad geöffnet bzw. geschlossen werden.

Der GRS-Kommentar

Das deutsche Regelwerk läßt gegossene Gehäuse zu. Sie werden aber für Armaturen in Verbindung mit dem Primärkreislauf kaum mehr eingesetzt. Bei den noch vorhandenen ergab sich nach Überprüfung der Dokumentationen durch Sachverständige keinerlei Befund. In den 70er Jahren wurden oftmals gegossene Gehäuse durch geschmiedete ausgetauscht, da sich deren Prüfung als zuverlässiger herausgestellt hatte.

Dieses Ereignis ist sicherheitstechnisch bedeutend, weil nach herrschender Auffassung derartige Gehäuse auf Grund ihrer Auslegung, des gewählten Werkstoffs und mit entsprechenden Herstellerüberprüfungen keiner weiteren Überwachung unterliegen. Ähnliche Rißbefunde traten Anfang 1995 in einer schwedischen Anlage auf. Die betroffenen Stahlgußgehäuse stammten aus Deutschland. Deshalb beschäftigte sich die GRS intensiver mit den Ursachen. Zu dem Zeitpunkt, als der Schaden in dem deutschen Druckwasserreaktor erkannt wurde, lagen aus diesen Untersuchungen noch keine Ergebnisse vor.

Gegossen oder geschmiedet

Metallische Werkstoffe werden entweder direkt aus dem geschmolzenen Zustand in die endgültige Form gegossen, oder sie werden zu einem Block gegossen, der durch Umformen, zum Beispiel mittels Hämmern oder Walzen, in seine endgültige Form gebracht wird (Schmieden). Durch dieses Umformen wird die Qualität des Werkstoffes verbessert, Fehlstellen wie Lunker (Hohlräume) werden beseitigt. Geschmiedete Fertigteile sind in der Regel teurer, weil oft noch eine zusätzliche, etwa spanabhebende Bearbeitung erforderlich ist.

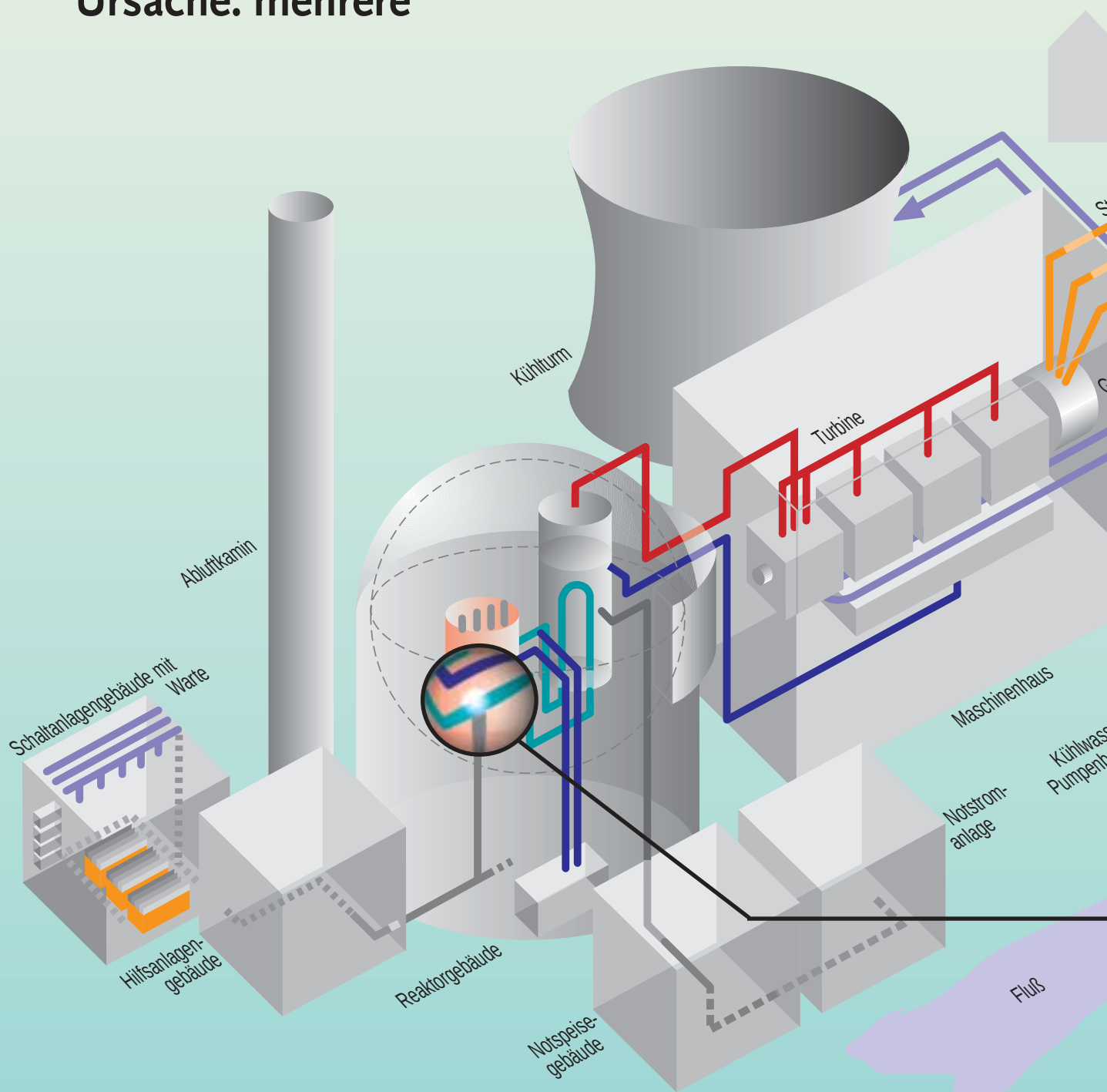


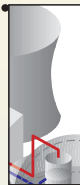
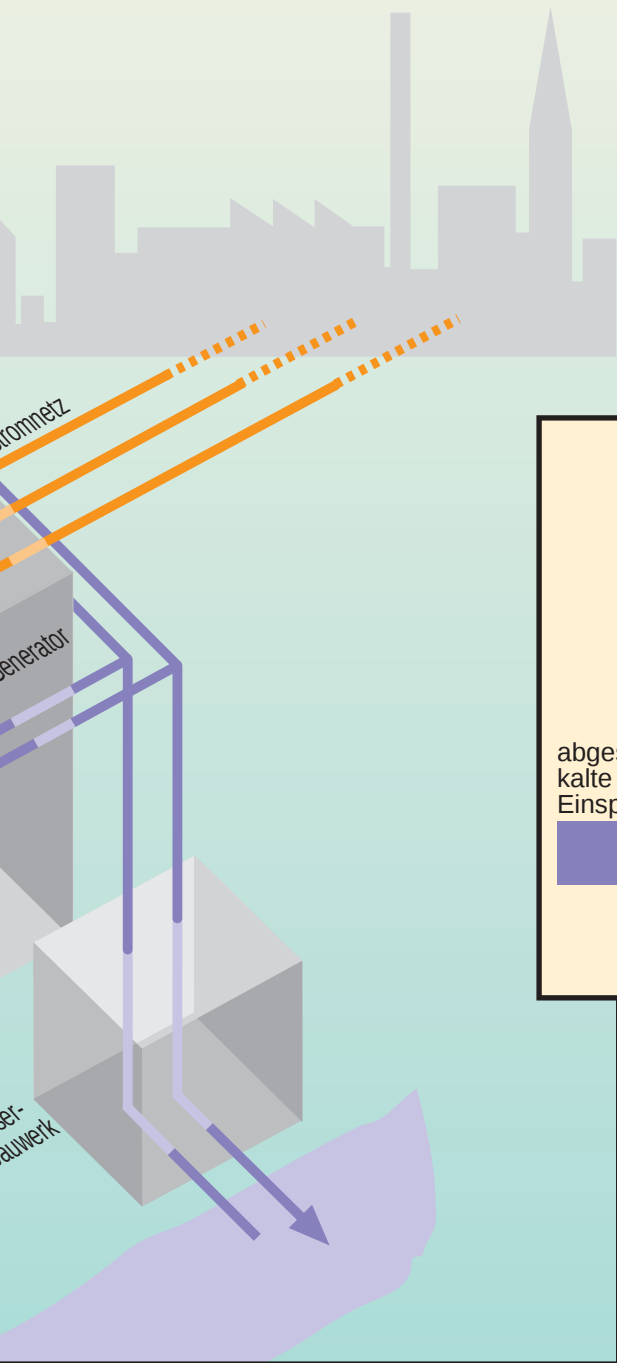


Kalt erwischt

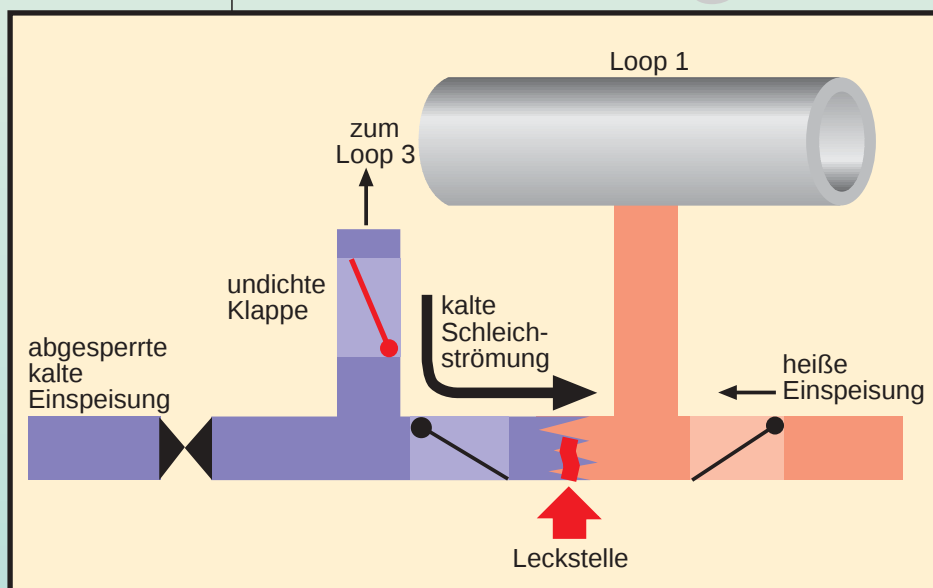
Diagnose: Materialermüdung

Ursache: mehrere





Das Ereignis



In einem Druckwasserreaktor entstand während des Leistungsbetriebs an der Verbindung des Volumenregelsystems mit dem Primärkreislauf ein Leck.

Daraufhin wurde die Anlage vorschriftsmäßig heruntergefahren. Der Primärkreislauf verlor über das Leck etwa vier Tonnen Wasser pro Stunde (4 000 Liter pro Stunde). Der Wasserverlust konnte allein mit einem betrieblichen System, dem Volumenregelsystem, ausgeglichen werden. Die Aktivierung von Sicherheitssystemen (Notkühlsystem) wird erst erforderlich, wenn der Wasserverlust 60 bis 70 Tonnen pro Stunde beträgt. Das Leck befand sich in einem Bereich, der zum Primärkreis hin nicht abgesperrt werden konnte. Die zweite nukleartechnische Barriere war somit verletzt.

Die Aufgabe für die GRS

Die Bedeutung des Ereignisses lag darin, daß es durchaus einen höheren Wasserverlust hätte geben können und dann der Einsatz der Sicherheitssysteme erforderlich gewesen wäre. Es galt also, die Ursache zu finden und nachzuprüfen, ob sich der Fehler in anderen Anlagen wiederholen kann.

Bemerkt wurde der Wasseraustritt durch eine Videoüberwachung in diesem Bereich, noch bevor Warneinrichtungen, wie zum Beispiel Druck- oder Feuchtigkeitsdetektoren, ansprachen.

Loop

Bei einem Druckwasserreaktor wird das Wasser aus dem Reaktordruckbehälter durch große Rohre zu den Dampferzeugern und wieder zurück gepumpt. Das jeweilige System aus Rohren, Pumpe und Dampferzeuger wird als Loop bezeichnet. Je nach Größe enthält ein Reaktor zwei, drei oder (meistens) vier Loops.

Volumenregelsystem

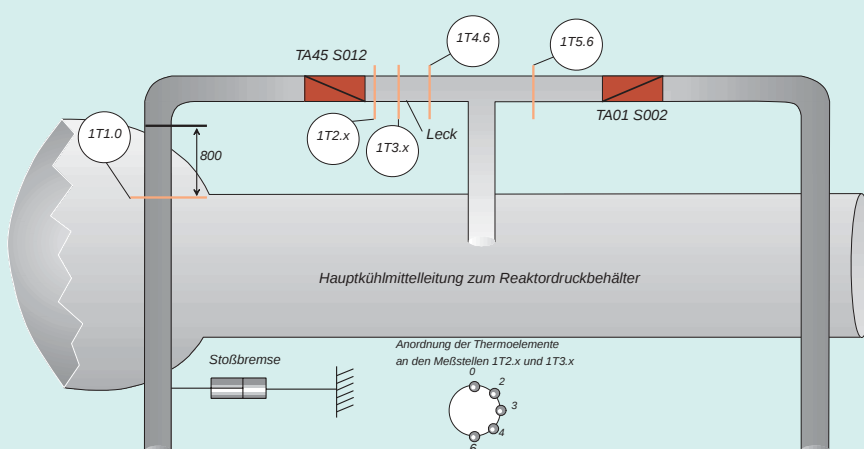
Aufgabe: Das System dient in erster Linie dem laufenden Betrieb, kann aber auch bei der Beherrschung von Störungen, etwa beim Bruch eines Heizrohres in Dampferzeugern, eingesetzt werden. Während des Leistungsbetriebes wird es – schon dem Namen nach – zur Regulierung der Kühlmittelmenge genutzt, aber auch zur Entnahme, um das Primärkühlmittel zu reinigen. Außerdem wird dabei die Borkonzentration entsprechend dem Abbrand des Brennstoffs verändert.

Aufbau: Das Volumenregelsystem speist an vier Stellen in den Primärkreislauf ein. Während des Betriebs wird nur erhitztes Wasser zugesetzt, um das System nicht durch große Temperaturdifferenzen zusätzlich zu belasten. Für diese „heiße Einspeisung“ wird das Wasser in einem Wärmetauscher erhitzt und zu den Loops geleitet. Eine zusätzliche „kalte“ Einspeisung, die allerdings während des Leistungsbetriebes abgesperrt ist, dient bei abgeschalteter Anlage dem Auffüllen des Wasserstandes im Reaktor. Zwei „heiße“ Einspeisungen sind dazu miteinander verbunden. In diese Verbindungsleitung, in die Rückschlagventile eingebaut sind, um Quer- und Rückströmungen zu unterbinden, mündet die „kalte“ Einspeisung.

Der Sachverhalt

Lokalisiert wurde das Leck in der „kalten“ Einspeisung des Volumenregelsystems für Loop 1. Das Leck befand sich in der Nähe der Schweißnaht, die das Rohr aus austenitischem Chrom-Nickel-Stahl (Außendurchmesser: 63 Millimeter, Wandstärke: 6,3 Millimeter) mit einem T-Stück verbindet. Ursache war ein Riß (außen 20 Millimeter lang, leicht sichelförmig, innen etwa 50 Millimeter lang) in Längsrichtung bis zur Wurzel der Schweißnaht.

Instrumentierung mit Thermoelementen im Bereich des Lecks



Zur Aufklärung der Leckursache wurden in der Nähe des Lecks Temperaturfühler angebracht. Dadurch war es möglich, den Schadensmechanismus auf Grund der temperaturbedingten Spannungen im Rohr zu erklären.

Der GRS-Kommentar

Alle Untersuchungen wiesen eindeutig auf einen Ermüdungsbruch infolge mechanischer Wechselbeanspruchungen hin. Unklar aber war die Quelle dieser Beanspruchungen. Um die Hintergründe zu erfahren, wurden an der reparierten Schadensstelle Schwingungen und Temperaturen gemessen.

Zyklische Schleichströmungen von Loop 3 zu Loop 1

Dabei zeigte es sich, daß höherfrequente Schwingungen von der Hauptkühlmittelpumpe übertragen wurden. Außerdem veränderten sich regelmäßig die Temperaturschichtungen in den Rohren.

Ursache dafür war ein Rückschlagventil in der Verbindungsleitung von Loop 1 und Loop 3, das nicht immer ganz abdichtete. Dies führte zu sogenannten zyklischen Schleichströmungen von Loop 3 zu Loop 1. Das Wasser in der Verbindungsleitung kühlte sich auf dem Weg zum Loop 1 ab und vermischte sich an der Schadensstelle mit dem heißen zuströmenden Wasser. Dadurch ergaben sich thermische Schichtungen mit zusätzlicher Belastung für Rohr und Schweißnaht.

Rechnerische Analysen konnten nicht eindeutig klären, welche Spannungen oder Spannungsüberlagerungen den Riß verursacht hatten. Mögliche Quellen sind Spannungen

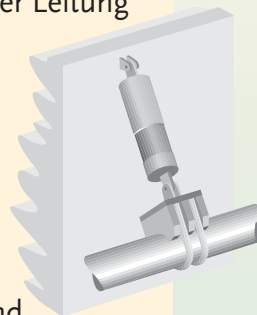
- aus den Schwingungen der Hauptkühlmittelpumpe,

Stoßbremsen

Stoßbremsen sind Rohrhalterungen, die bei plötzlichen schnellen Bewegungsänderungen einer Leitung eine starre Verbindung zum Gebäude herstellen und bei langsamen Bewegungsänderungen dieser Bewegung keinen Widerstand entgegensetzen. Sie sind mit Stoßdämpfern eines Autos vergleichbar.

Diese spezielle Funktion stellt sicher, daß bei Rohrbrüchen und anderen Erschütterungen, etwa Erdbeben, die Rohre fixiert und weitere Schäden vermieden werden. Bei langsamen Bewegungen dagegen, wie sie bei Anwärmvorgängen entstehen, geben die Stoßbremsen nach, und es treten in den Rohrleitungen keine Zwängungen auf.

Von Zwängungen wird gesprochen, wenn ein Rohr sich bei Erwärmung ausdehnen möchte, durch eine festsitzende Halterung jedoch daran gehindert und somit ein Zwang ausgeübt wird. Dadurch bauen sich zusätzliche Spannungen auf.



- aus den zyklischen thermischen Schichtungen
- und aus Zwängungen infolge einer nicht richtig montierten Stoßbremse, die zusätzlich nicht ordnungsgemäß funktioniert. Sie wurde ausgetauscht.

Die weitere Analyse ergab zwar keine Hinweise auf ähnliche Schäden an anderen Rohren, doch wurden vor dem Wiederanfahren des Kernkraftwerks

vergleichbare Komponenten untersucht. Befunde ergaben sich weder bei Leitungen noch bei anderen Stoßbremsen. Auch Überprüfungen anderer Kernkraftwerke blieben ohne vergleichbare Schadensbefunde.

Fazit

Es zeigte sich, daß selbst geringfügige Schwankungen in Systemfunktionen – hier die nicht 100prozentige Schließfunktion des Rückschlagventils mit der Folge von Schleichströmungen – über längere Zeit zu Schäden führen können.

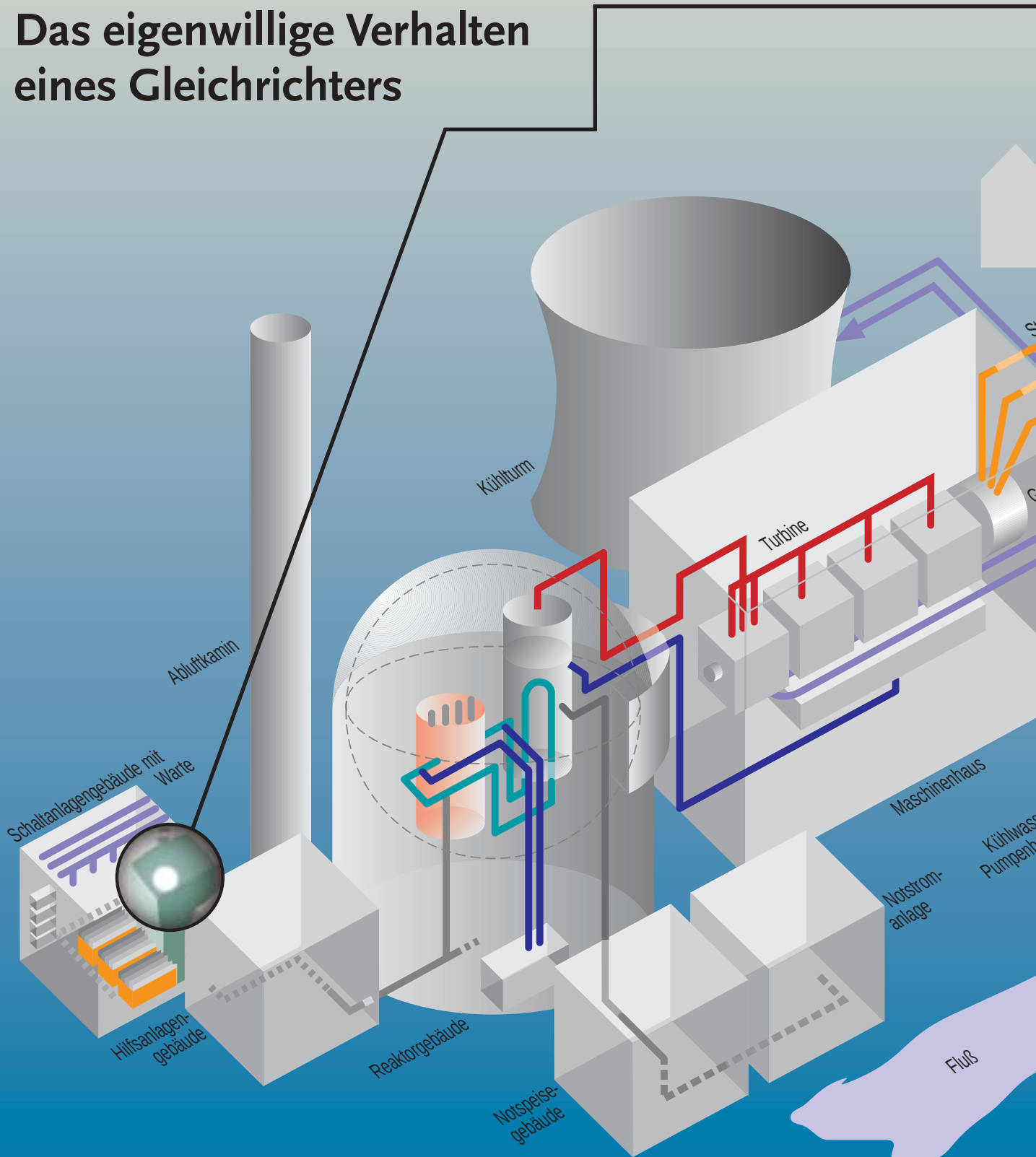


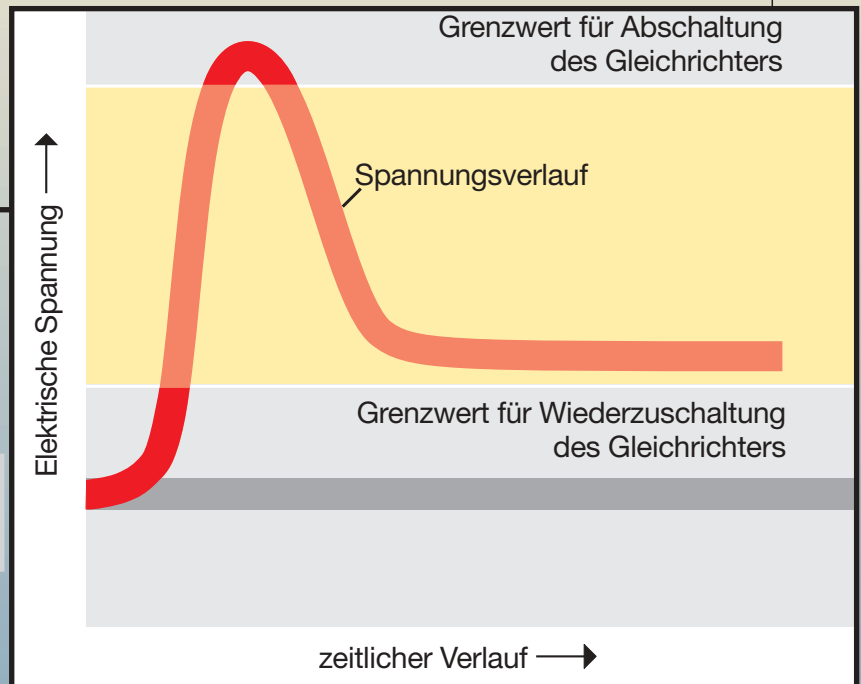
In einem Druckwasserreaktor wird das System aus Rohren, Pumpe und Dampferzeuger als Loop bezeichnet.



Kapriolen

Das eigenwillige Verhalten
eines Gleichrichters





Das Ereignis

Nach einer Spannungsspitze in der elektrischen Eigenbedarfsversorgung schaltete sich in einem Druckwasserreaktor ein Gleichrichter der unterbrechungslosen Gleichstromversorgung, wie vorgesehen, automatisch ab. Erst nach rund zwei Stunden ließ er sich wieder zuschalten.

In dieser Zeit wurde der erforderliche Strombedarf von der hierfür vorgesehenen Batterie, ein Bestandteil der Notstromversorgung, gedeckt.



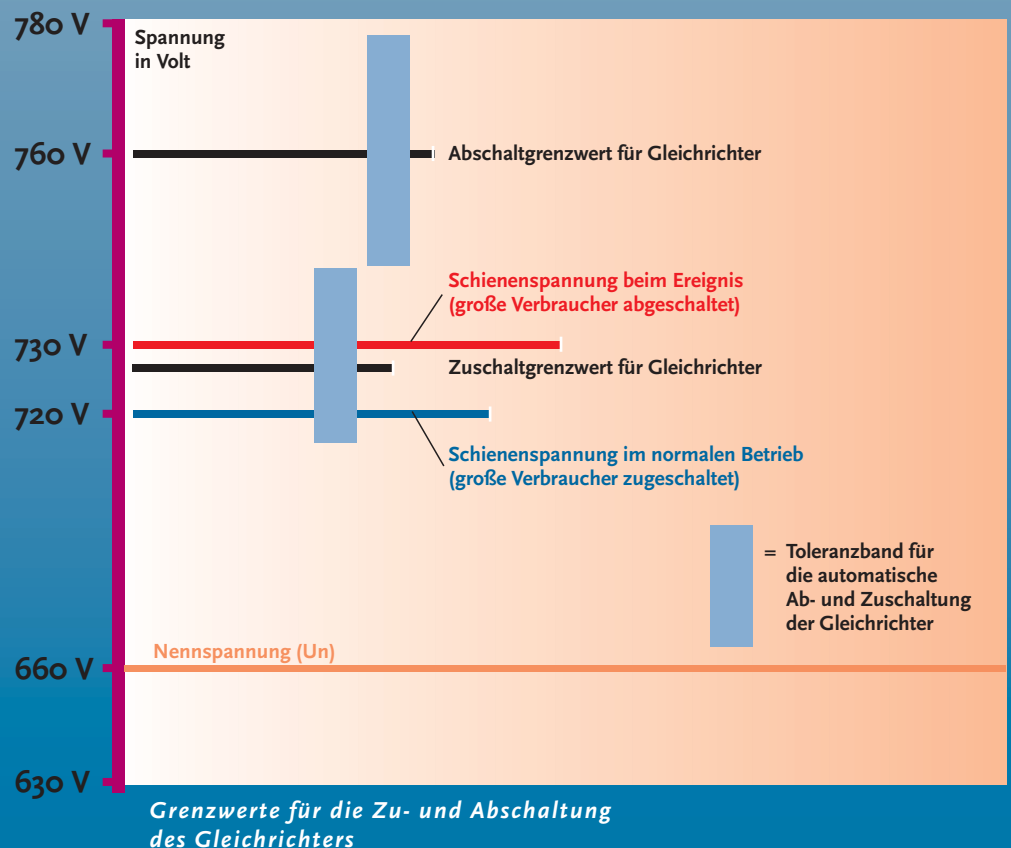
Generator (vorn) und Turbine (hinten)
in einem Kernkraftwerk

Die Aufgabe für die GRS

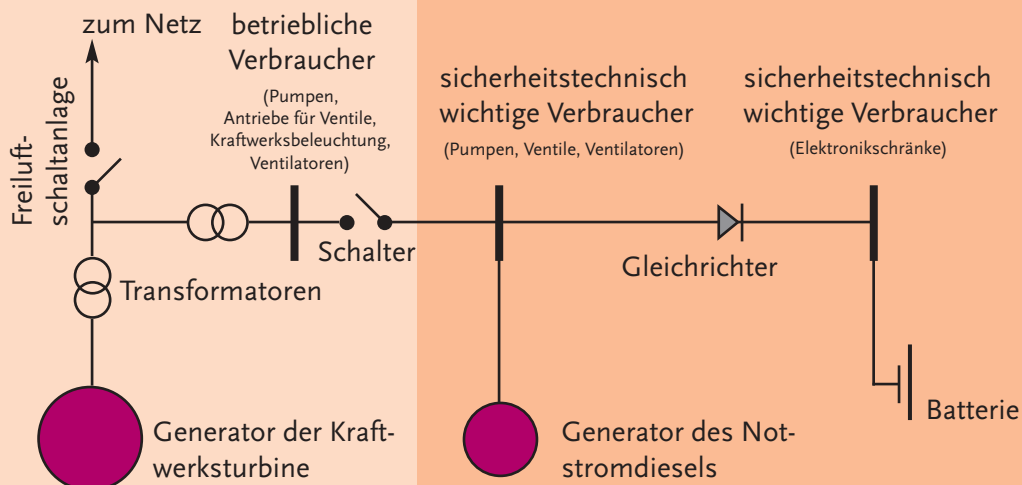
Zu klären war, weshalb fast zwei Stunden verstreichen mußten, bevor der Gleichrichter wieder zur Verfügung stand, und ob möglicherweise ein systembedingter Fehler die Ursache war. Könnte dieser zu einem ähnlichen Ausfall auch in anderen Kernkraftwerken führen?

Scheibe

Die Sicherheitssysteme eines Kernkraftwerks zur Beherrschung etwaiger Störfälle sind stets mehrfach, oft in vierfacher Ausführung, vorhanden (vier Stränge). Jeweils zwei Stränge reichen zur Beherrschung eines Störfalls aus. Die Eigenbedarfsversorgung und die Notstromversorgung sind ebenfalls in vier parallele (redundante) Bereiche aufgeteilt – die „Scheiben“ 1 bis 4. Sie sind den jeweiligen Strängen der Sicherheitssysteme zugeordnet.

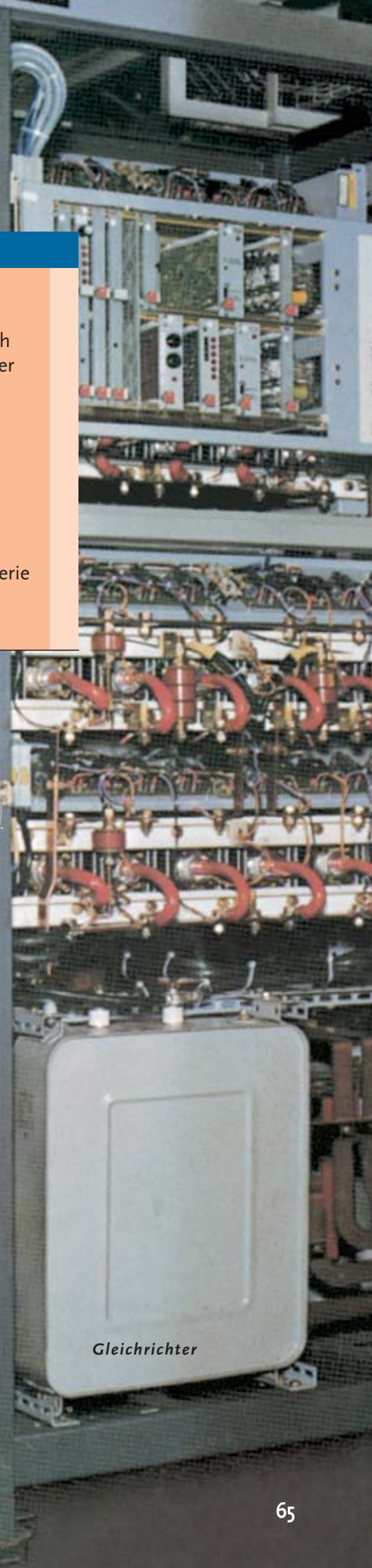
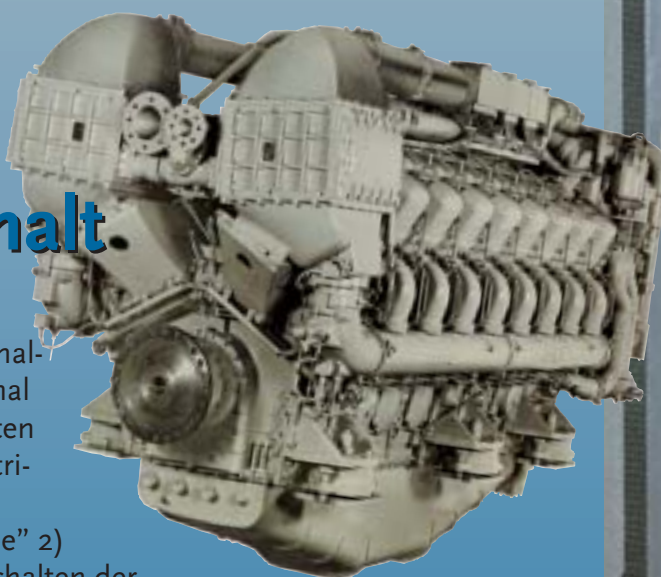


Notstromversorgung



Der Sachverhalt

Das Kernkraftwerk befand sich im Normalbetrieb. Ein Fehlsignal im Bereich des zweiten Teilsystems der elektrischen Eigenbedarfsversorgung („Scheibe“ 2) verursachte ein Abschalten der mit dieser Scheibe verbundenen Hauptkühlmittelpumpe. Jede der vier Hauptkühlmittelpumpen wird von einer eigenen Scheibe mit elektrischer Energie versorgt. Mit dem Ausfall der Pumpe wurde automatisch die Leistung des Reaktors verringert. Der hiermit verbundene Regelvorgang bewirkte kurzzeitig eine erhöhte Ausgangsspannung des Generators. Diese beeinflusste zwangsläufig auch die Eigenbedarfsversorgung und die Notstromversorgung. Entsprechend stieg die Spannung in allen Scheiben der Stromversorgung an. In der Scheibe 2 ergab sich durch den Ausfall der Pumpe als größtem Stromverbraucher eine zusätzliche Spannungserhöhung.



Gleichrichter



Freiluftschaltanlage

*Die Batterien werden
regelmäßig inspiziert.*



Der GRS-Kommentar

Die Betriebsspannung der Notstromschiene darf üblicherweise in einem gewissen Toleranzbereich schwanken. Oft wird für die Betriebsspannung ein Wert an der oberen Grenze der Toleranz gewählt, um den Spannungsabfall auszugleichen, der in den Kabeln zu den auf Notstrom angewiesenen Verbrauchern entsteht. Dadurch war der – einstellbare – Abstand zwischen normaler Betriebsspannung und dem Grenzwert für das Wiedereinschalten des Gleichrichters für die vorliegende Situation zu klein bemessen.

Da die Batterie der unterbrechungslosen Gleichstromversorgung nur zu einem geringen Teil entladen wurde, war die Funktionsfähigkeit der angeschlossenen Sicherheitseinrichtungen nicht beeinträchtigt. Auch bei einem zusätzlich unterstellten Störfall – etwa Stromausfall und Start



Notstromdiesel

Eigenbedarfsversorgung und Notstromversorgung

Die elektrische Eigenbedarfsversorgung stellt die Energie für die Verbraucher im Kernkraftwerk bereit. Im Normalbetrieb wird die benötigte Leistung vom Generator erzeugt oder, wenn dieser nicht in Betrieb ist, aus dem Netz bezogen. Ist dies, aus welchen Gründen auch immer, nicht möglich, wird für dringend benötigte Verbraucher die Notstromversorgung genutzt. Dazu stehen Dieselgeneratoren bereit. Bis sie auf Touren kommen, vergehen rund zehn Sekunden. Diese Zeit wird von Batterien überbrückt. Aus diesem Grunde arbeiten die Steuerungen und einige Komponenten, die zu den wichtigsten Sicherheitseinrichtungen der Kernkraftwerke gehören, nicht mit Wechselstrom, sondern mit Gleichstrom: Er läßt sich in Batterien speichern. Im Normalbetrieb wandeln Gleichrichter den Wechselstrom in Gleichstrom um. Mit den Batterien lassen sich die unerläßlichen Verbraucher bis zu zwei Stunden lang betreiben.

Spannungsspitzen können Schäden an Gleichrichtern verursachen. Deshalb sind sie mit einem Überspannungsschutz, der sie rechtzeitig abschaltet, ausgestattet. Davon betroffen war in diesem Fall ein Gleichrichter der Scheibe 2, der zur unterbrechungslosen Gleichstromversorgung gehört. Die Stromversorgung der zugeordneten Verbraucher übernahmen prompt die Batterien.

Sie wurden während der zweistündigen Störung zu etwa zehn Prozent entleert. Vorgesehen ist, daß sich der Gleichrichter nach dem Abklingen der kurzzeitigen Überspannung wieder automatisch zuschaltet. Dazu muß die Spannung natürlich unter den Wert gefallen sein, bei dem der Gleichrichter abschaltet, um ein ständiges Ein-Aus-Schalten zu vermeiden. Die Spannung in der Scheibe 2 blieb aber wegen der abgeschalteten Pumpe höher als im normalen Betrieb und über dem Wert für die automatische Zuschaltung. Nachdem das Schichtpersonal geklärt hatte, daß die auslösende Ursache nur ein Fehlsignal in der Scheibe 2 war, schaltete sie die Hauptkühlmittelpumpe wieder zu. Die Spannung der Notstromschiene fiel dadurch auf den Normalwert und damit unter den Grenzwert für das Wiedereinschalten des Gleichrichters.

der Diesel – wäre die verbliebene Kapazität der Batterien ausreichend gewesen. Betroffen war außerdem nur eine von vier Scheiben.

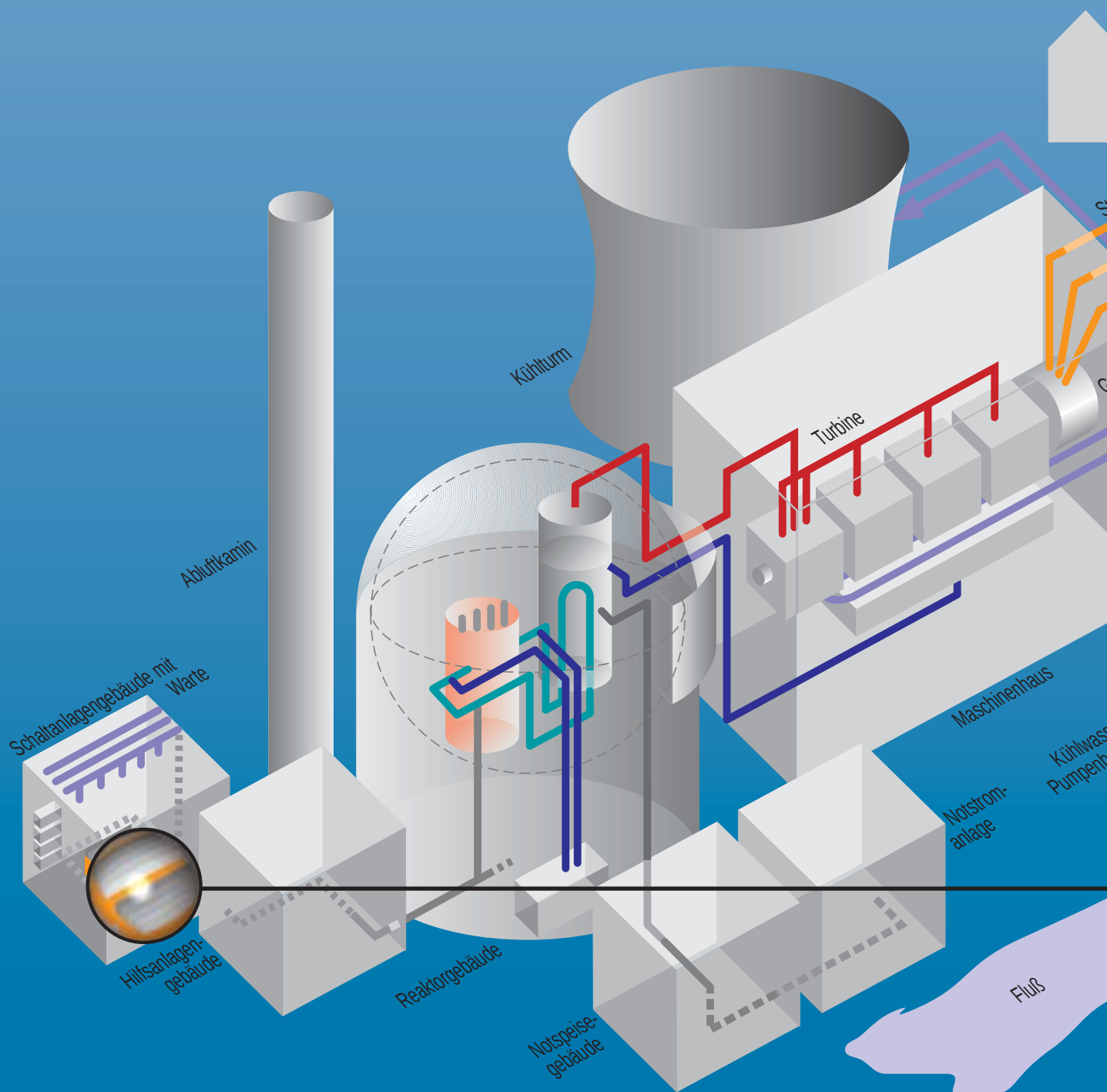
Bei der Festlegung der Spannungswerte für die Gleichrichter ist offenbar ein solcher Ablauf nicht ausreichend berücksichtigt worden. Zusätzlich ist denkbar, daß Gleichrichter bei ähnlichen Störungen in mehr als einer Scheibe ausfallen könnten. Daher muß sichergestellt sein, daß die Gleichrichter nicht nur bei Überspannung abgeschaltet, sondern auch wieder automatisch zugeschaltet werden.

Die Vorgangsanalyse der GRS hat dazu geführt, daß in anderen Anlagen die Spannungsverhältnisse überprüft und erforderlichenfalls die Einstellungen oder Spannungsregelungen geändert wurden.



Ein spannender Fall

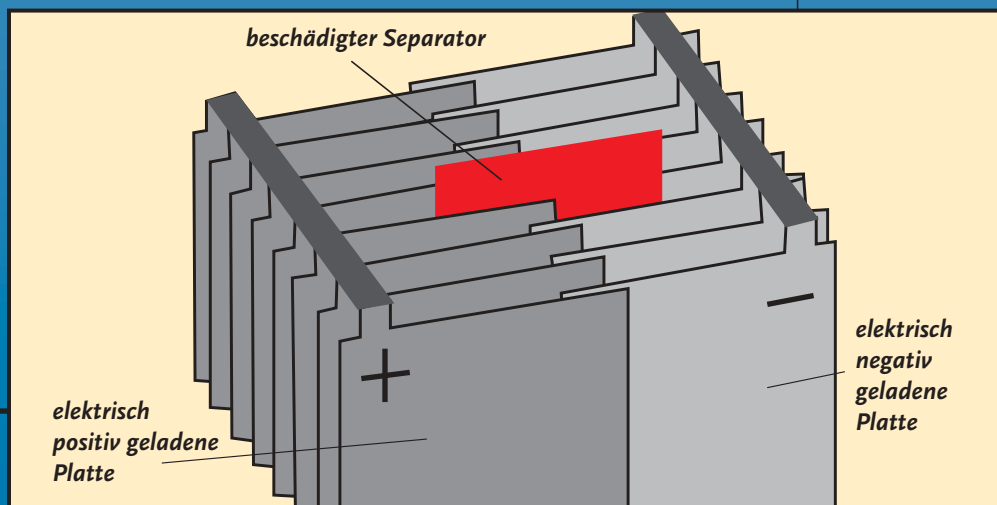
Korrosion in Batterien führte zum Ausfall





Das Ereignis

Für die Notstromversorgung werden in Kernkraftwerken große Einheiten leistungsfähiger Batterien vorgehalten. In regelmäßigen Abständen werden Elektrolytdichte und Zellenspannung dieser Batterien überprüft. In einer Batterie wurden dabei mehrere defekte Zellen entdeckt.





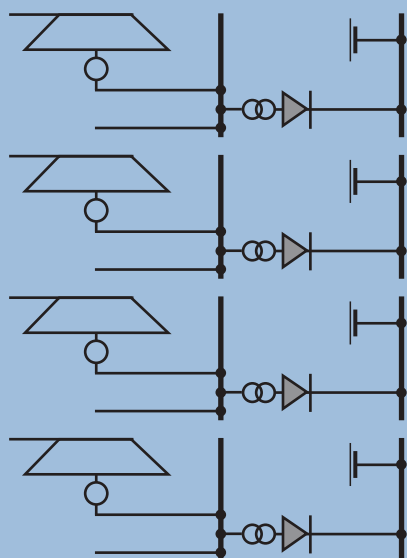
Die Aufgabe für die GRS

Es war ein Schadensmechanismus aufgetreten, der die Funktion mehrerer Batterien in der Notstromversorgung eines Kernkraftwerks beeinträchtigen konnte. Der in einer Batterie aufgetretene Schaden entwickelte sich so schnell, daß es zwischen zwei Überprüfungen sogar zum Totalausfall der Einheit hätte kommen können.

Obendrein bestand die Möglichkeit, daß er von der nächsten Routineprüfung nicht entdeckt worden wäre. Die Aufgabe der GRS war es, den Sachverhalt zu analysieren und Empfehlungen auszusprechen, wie zukünftig derartige Schäden verhindert werden können.

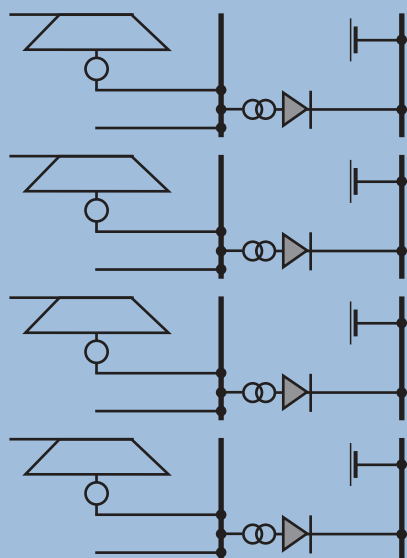
Notstromversorgung

Notstromnetz 1



Transformatoren mit Gleichrichtern

Notstromnetz 2



Transformatoren mit Gleichrichtern

Dieselmotoren

Batterien

Dieselmotoren

Batterien

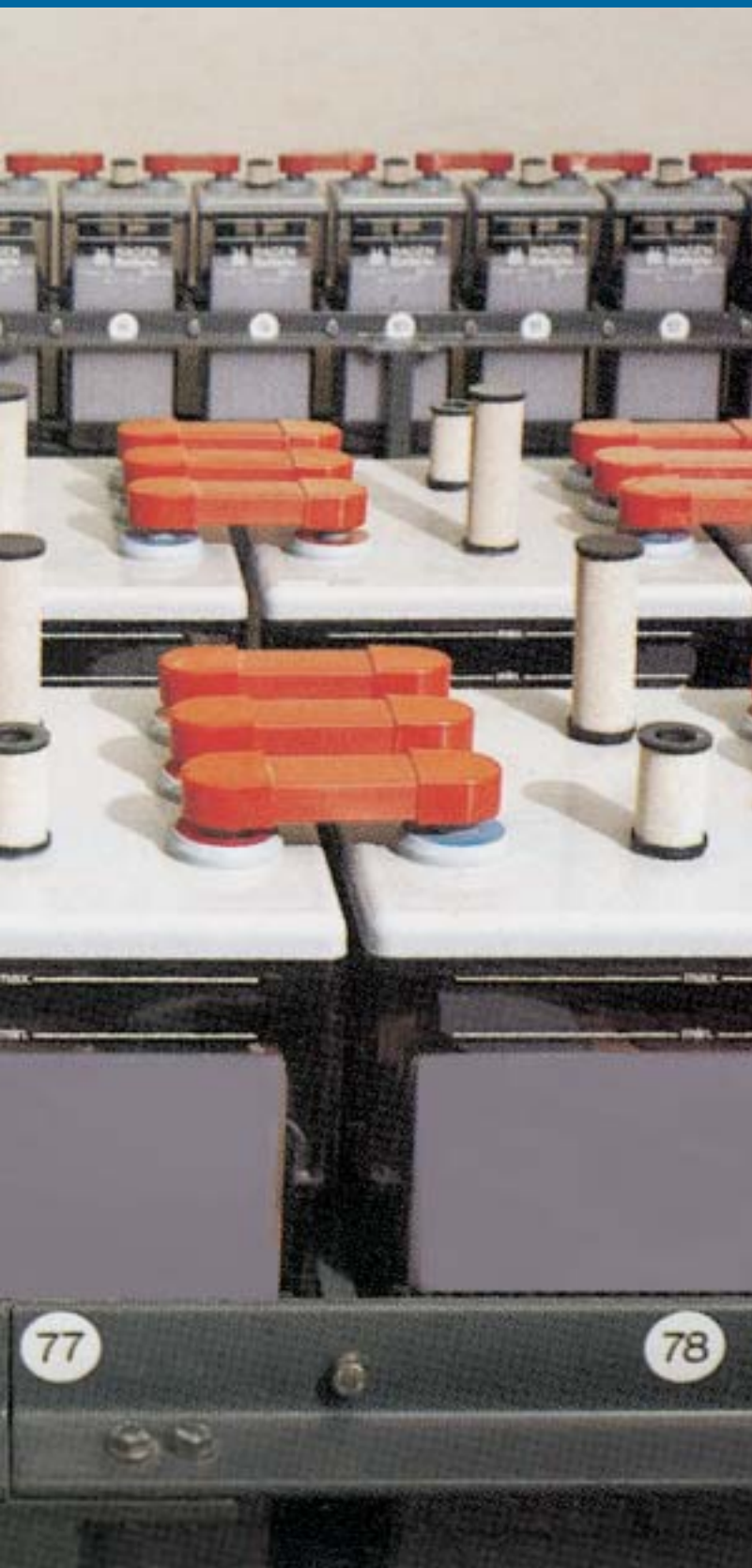


Batteriezeile

Der Sachverhalt

Bei einer von vier Batterieeinheiten in Scheibe 3 der Notstromversorgung waren sechs der 13 Zellen derart geschädigt, daß die Batterie (24 Volt) als ausgefallen zu werten war. Weitere Zellen der anderen Einheiten zeigten ähnliche Schäden. Zurückführen ließ sich der Schaden auf einen hohen Chlorgehalt von mehr als 500 Milligramm pro Liter im Elektrolyt (die leitfähige Flüssigkeit in der Zelle, die zusammen mit dem Metall der Pole für das nutzbare Spannungs-

potential sorgt). Dies führte zur Korrosion des positiven plattenförmigen Pols der betroffenen Zellen. Die mit der chemischen Veränderung verbundene räumliche Ausdehnung der Platte verursachte eine Beschädigung der Separatoren, die die positiven und negativen Platten der einzelnen Zellen voneinander isolieren. Dadurch kam es zu Kurzschlüssen. Diese Sachlage führte zur Bewertung dieses Vorfalls als gemeinsam verursachter Ausfall (GVA – Ausfall mehrerer gleicher technischer Einrichtungen aufgrund der gleichen Ursache).



Einzelne Zellen werden zu einer leistungsstarken Batterie zusammengeschaltet.

Der GRS - Kommentar

Da Separatoren aus dem gleichen Werkstoff auch in Batteriezellen anderer Hersteller und in anderen Zellentypen eingesetzt werden, ist der Mechanismus, der zu der Beschädigung beziehungsweise zum Ausfall von Zellen führte, prinzipiell auch auf Batterien anderer Anbieter zu übertragen. Allerdings wurde ein vergleichbarer Schaden noch aus keiner weiteren Anlage bekannt. Die Herkunft des Chlors ist bis heute ungeklärt. Die Experten gehen davon aus, daß das Chlor aus dem Separator freigesetzt wurde.

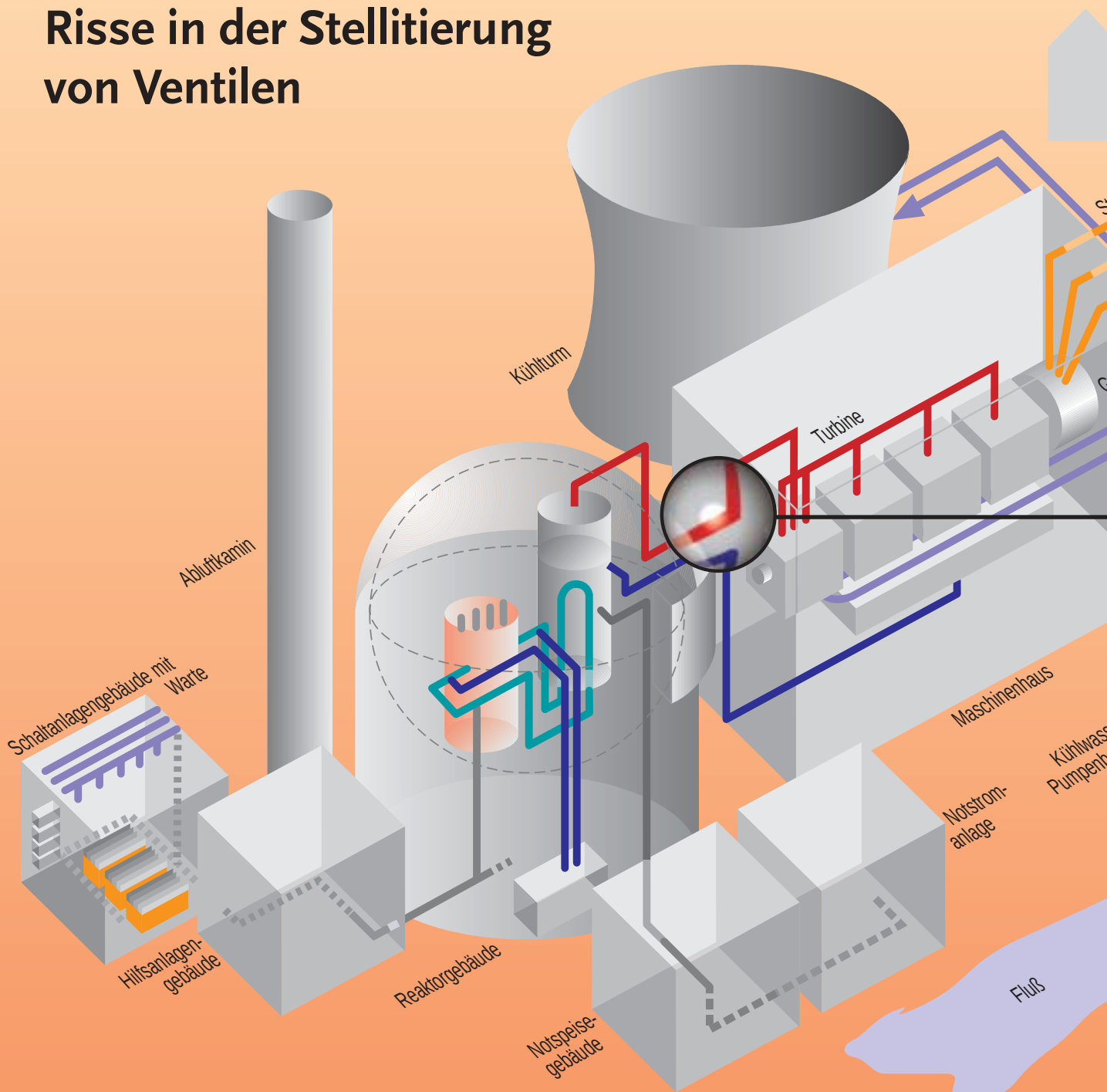
Als Sofortmaßnahme schlug die GRS in allen Kernkraftwerken eine Messung der Chlorkonzentration in den Batterien vor. Die Überprüfung des Chlorgehaltes in den Batterien erbrachte teilweise ebenfalls erhöhte Werte. Ferner sollten regelmäßige Prüfungen des Chlorgehalts durchgeführt werden, damit frühzeitig die Konzentration an Verunreinigungen im Elektrolyt bestimmt und verfolgt werden kann. Nach Ansicht der Batteriehersteller ist bei einem Chlorgehalt oberhalb 500 Milligramm pro Liter durchaus mit Korrosion an den positiven Platten zu rechnen. Dies stimmt mit den Erfahrungen aus diesem Ereignis überein. Eine weitere Empfehlung der GRS ist, beim routinemäßigen Austausch redundante Batterien durch anders konstruierte Batterien zu ersetzen. Bei einem Einsatz konstruktiv unterschiedlicher Batterien ist ein gemeinsamer Ausfall aufgrund der gleichen Ursache weniger wahrscheinlich.

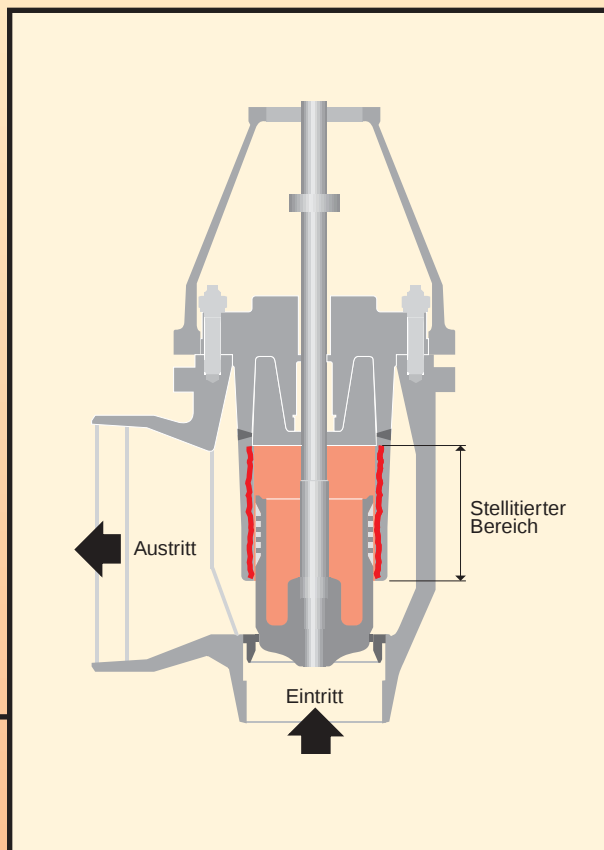
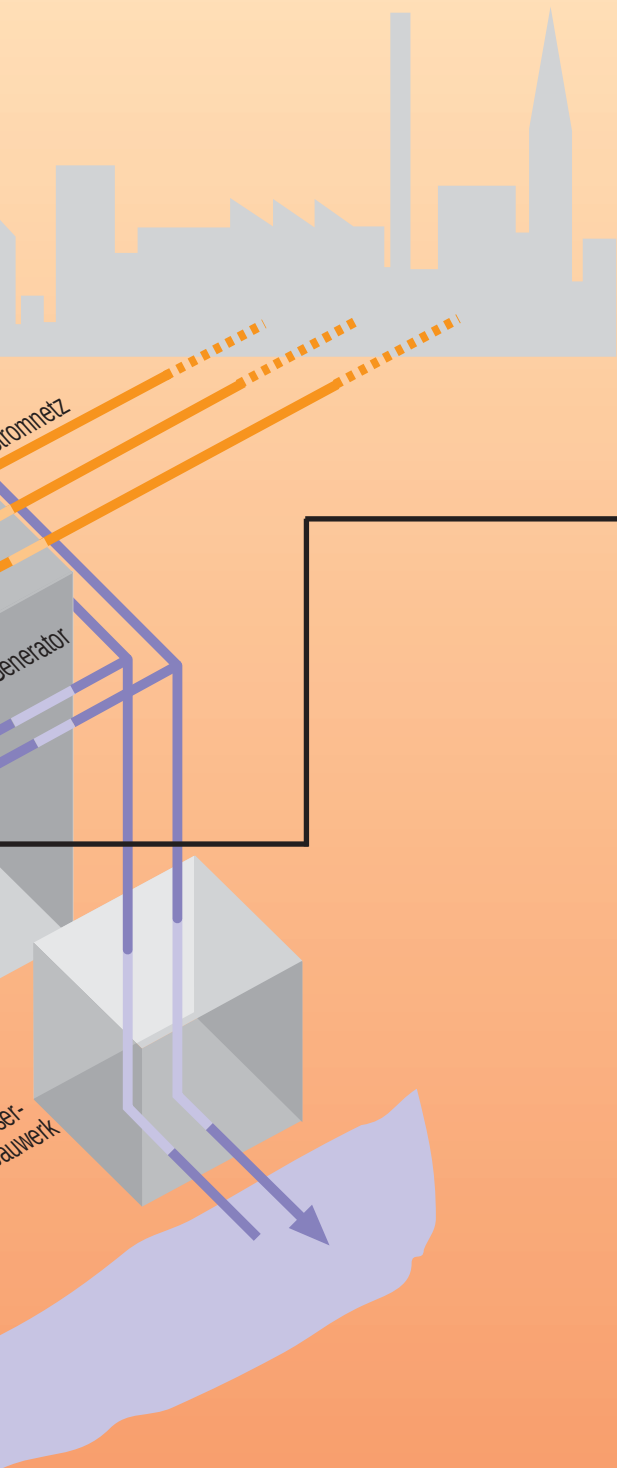
Diese Prüfung wird aber weiterhin routinemäßig durchgeführt.



Kleidungs- probleme

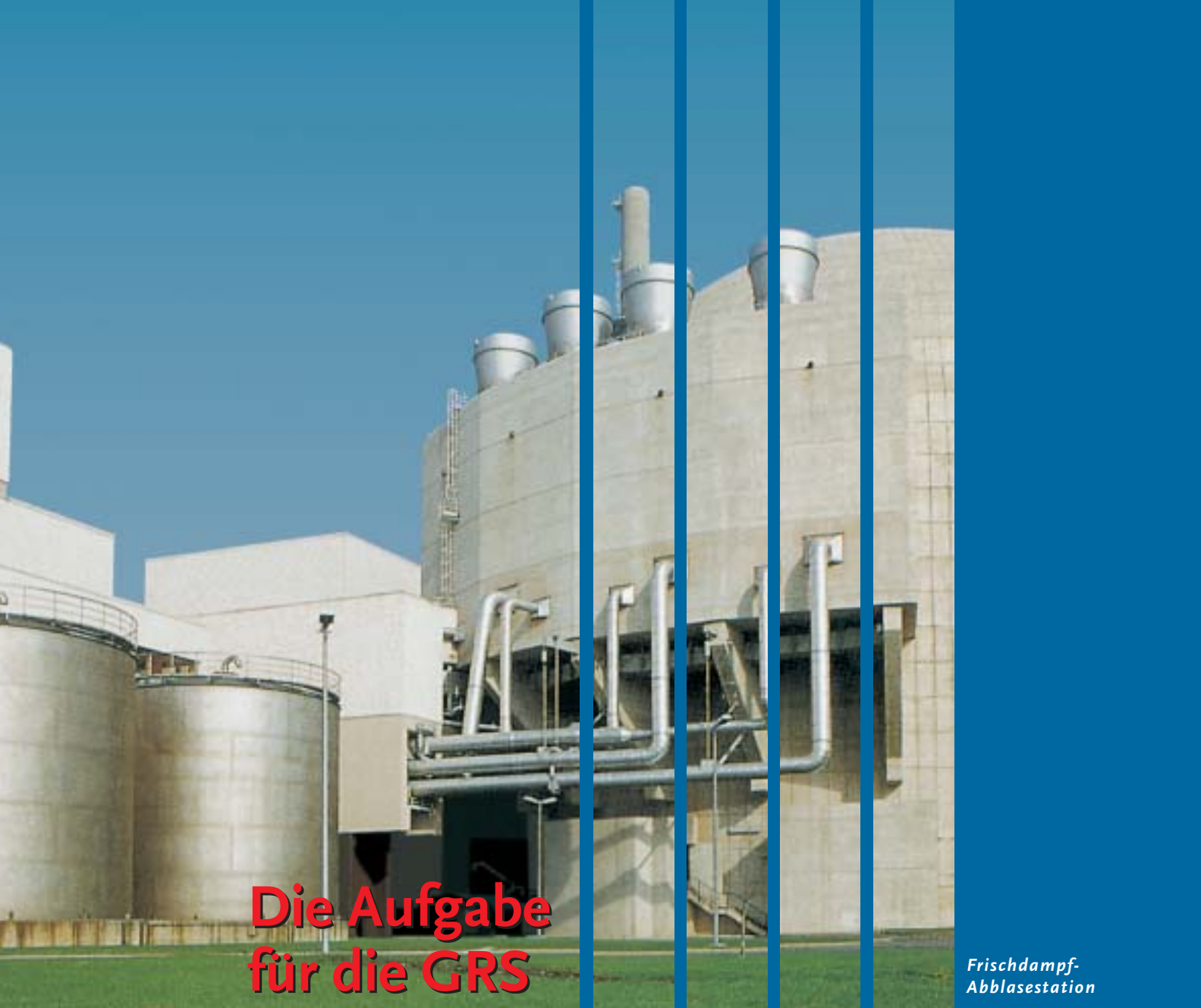
Risse in der Stelliteierung
von Ventilen





Das Ereignis

Während der Revision mit Brennelementwechsel wurden in allen vier Frischdampf-Abblase-Regelventilen eines Druckwasserreaktors Risse entdeckt. Sie befanden sich in der Stellite-Auskleidung der Buchsen, die den Ventilkegel führen. Die Funktion der Ventile war von den Rissen nicht betroffen. Dieses Ventil ist mit dem Abblase-Absperrventil der Frischdampf-Sicherheitsarmaturenstation (FSA-Station) verbunden (siehe kleine Grafik S.99).



Die Aufgabe für die GRS

Frischdampf-
Abblasestation

Der Schaden wies auf einen systematischen Fehler hin. Aufgabe der GRS war es, dies zu überprüfen, die übrigen Kernkraftwerksbetreiber über den Sachverhalt zu informieren sowie entsprechende Empfehlungen zu geben.

Der Sachverhalt

Bei zwei der vier Ventile zeigten sich mehrere Risse in der Führungsbuchse. Die teilweise sogar verzweigten Risse verliefen in Umfangs- und in Längsrichtung. Im dritten Ventil wurde ein einzelner leicht verzweigter Riß in Längsrichtung außerhalb des Führungsbereichs gefunden. Das vierte Frischdampf-Abblase-Regelventil wies lediglich einen geringfügigen Riß auf.

Die Ventile werden regelmäßig überprüft. Alle vier Monate, also auch während des Leistungsbetriebs,

gibt es eine sogenannte „kalte“ Prüfung zur Feststellung der Gängigkeit. Dabei wird das Ventil ohne Dampf betätigt. Jährlich wird in wechselnder Folge je ein Ventil einer „heißen“ Funktionsprüfung mit Dampf unterzogen. Alle Prüfungen hatten zu keinem Zeitpunkt eine Beanstandung ergeben.

In allen Fällen war die ausreichende Haftung der Stellite-Schicht auf dem Grundwerkstoff des Ventils mit einer Prüfung des Bauteils durch Ultraschall bestätigt worden.

Abblasestation

Frischdampf entsteht in den vier Dampferzeugern. Er wird auf die Turbine geleitet (Sekundärkreislauf). Fällt die Turbine aus irgendwelchen Gründen aus, muß dieser Dampf abgeführt werden: Normalerweise geschieht dies in dem Turbinenkondensator. Ist dieser nicht verfügbar, wird der Dampf über die Abblase-Regelventile in die Atmosphäre abgeblasen.

In der unmittelbaren Umgebung wird dieser Vorgang akustisch und optisch wahrgenommen, er ist aber für die Umwelt trotz sehr großer Dampfmengen unbedeutend, da es sich ausschließlich um reinen Wasserdampf handelt.

Stellitierung

Bei Kegelventilen bewegt sich ein Kegel im Ventilkörper so, daß er eine Rohrverbindung absperrt oder öffnet. Zur Verbesserung des Gleitens des Kegels ist das Frischdampf-Abblase-Regelventil in dem Bereich, in dem sich der Kegel bewegt, mit einer sehr harten Kobalt-Legierung ausgekleidet. Die Legierung heißt Stellit, die Auskleidung wird als Stellitierung bezeichnet.

Die erforderlichen Reparaturmaßnahmen bei den Ventilen waren unterschiedlich. So wurde bei dem ersten Ventil die Stellitierung ausgedreht und durch eine Stellit-Buchse mit Schraubsicherung ersetzt. Beim zweiten wurde der Einsatz mit der Führungsbuchse durch ein baugleiches Teil ersetzt. Beim dritten genügte es, den Riß auszuschleifen. Das vierte brauchte nicht repariert zu werden, weil die Position und Größe des Risses unbedenklich waren.

Der GRS - Kommentar

Die Schäden waren durch eine Überlagerung fertigungsbedingter Eigenspannungen im Stellit mit wechselnder thermischer Belastung verursacht worden. Solche Wechselbelastungen sind technisch bedingt. So ist während des normalen Betriebs jedes der vier Abblase-Regelventile durch ein weiteres Absperrventil vom Frischdampf getrennt. Die Temperatur der Abblase-Regelventile entspricht damit der Umgebungstemperatur – rund 30 °C. Bei den „heißen“ Funktionsprüfungen unter Betriebsbedingungen wie auch bei betrieblich veranlaßtem Abblasen von Dampf werden die Ventile schlagartig dem rund 285 °C heißen Dampf des Sekundärkreislaufs ausgesetzt.

Die sicherheitstechnische Bedeutung der Risse wurde von der GRS als gering eingestuft. Auch bei einem Versagen eines Ventils infolge Vergrößerung der Risse stünden die Ventile der drei anderen Dampferzeuger zur Verfügung. Zusätzlich kann Dampf über die sogenannten Frischdampf-Sicherheitsventile der Dampferzeuger abgegeben werden. Für den Fall, daß ein Frischdampf-Abblase-Regelventil nicht wieder schließt, läßt sich die gesamte Leitung zum Abblase-Regelventil durch das Absperrventil absperren.

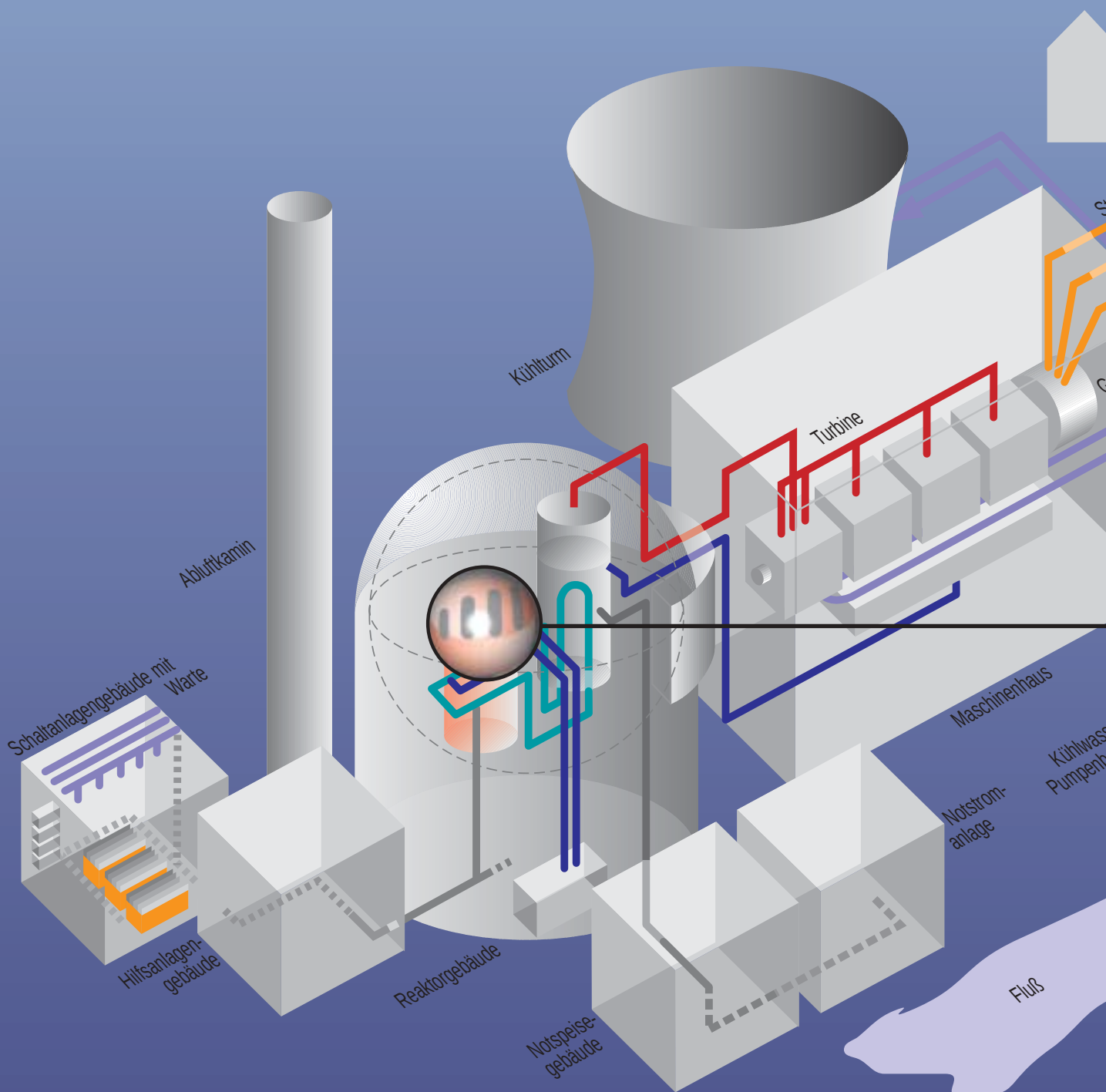
Die GRS hat empfohlen, bei vergleichbaren Bedingungen die Stellitierungen während der nächsten Revision zu prüfen und bei Rißbefunden entsprechende Maßnahmen zu ergreifen.

In der Folge wurden in einem weiteren Kernkraftwerk in drei der vier Frischdampf-Abblase-Regelventile Risse im Stellit entdeckt. Sie wurden ähnlich wie beschrieben repariert.



Abstand halten

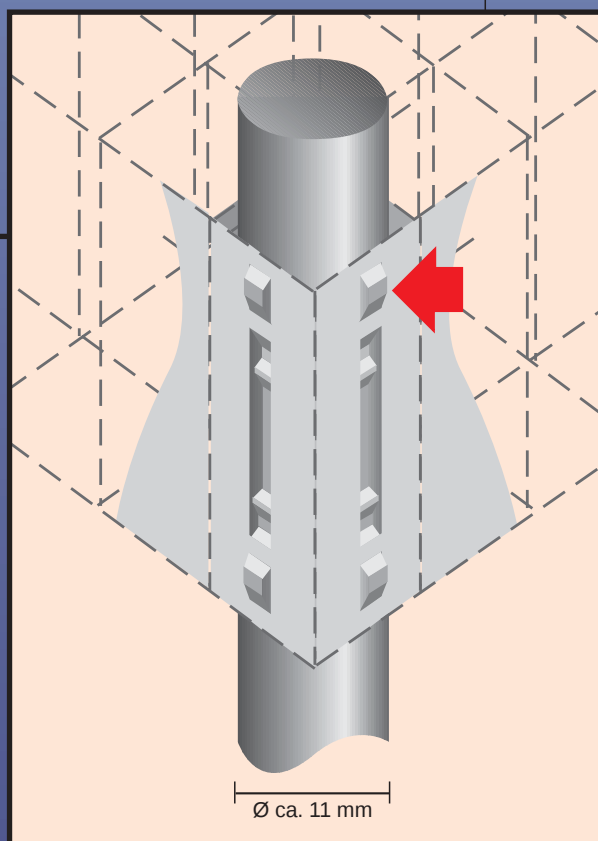
Schäden an Brennelementen
durch zuviel Reibung





Das Ereignis

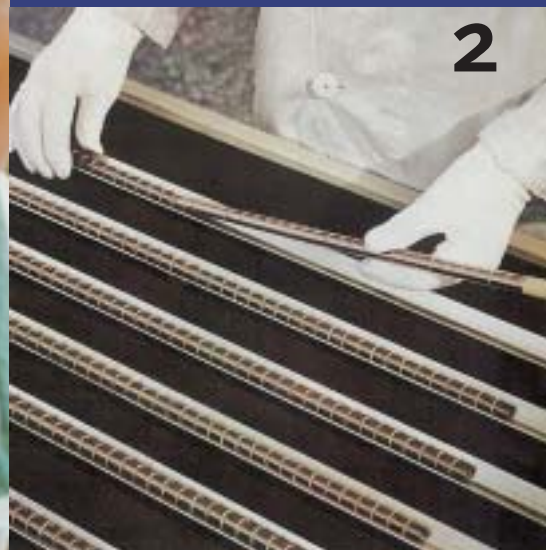
Beim Brennelementwechsel in einem Druckwasserreaktor wurde entdeckt, daß Brennstabhüllrohre bei 22 Brennelementen beschädigt waren. Diese von *einem* Hersteller produzierten Brennelemente werden auch in weiteren deutschen Druckwasserreaktoren eingesetzt.





1

2: Die Brennstofftabletten werden mit Hilfe einer Einfüllvorrichtung in Brennstab-Hüllrohre eingesetzt. Ein Brennstab enthält mehrere hundert Tabletten.



2

1: Der zu zylindrischen Tabletten gepreßte Brennstoff Urandioxid wird sorgfältig geprüft.

Brennelemente

Der Brennstoff Urandioxid wird zu kleinen zylindrischen Tabletten gepreßt. Sie werden in ein Rohr aus einer Zirkon-Legierung, dem Zirkaloy, gefüllt. Dieser Werkstoff läßt Neutronen, die die Kernspaltung auslösen, weitgehend ungehindert passieren. Der Brennstab wird luft- und wasserdicht (hermetisch) verschweißt, um das spaltbare Material und die Spaltprodukte sicher einzuschließen. Die Hohlräume im Brennstab sind mit Helium gefüllt. Ein Brennelement wird aus bis zu 300 Brennstäben zusammengesetzt. Das „Skelett“ des Elements besteht aus einem Kopf- und Fußstück, die durch Führungsrohre fest miteinander verbunden sind. Auf den Führungsrohren befinden sich die Abstandhalter, in die die eingeschobenen Brennstäbe von Federn fixiert werden.

Die Aufgabe für die GRS

Schäden an Brennstabhüllrohren sind in der Vergangenheit immer wieder aufgetreten. Die rund 200 Brennelemente eines großen Druckwasserreaktors enthalten je nach Ausführung insgesamt zwischen 40 000 und 60 000 Brennstäbe. Schäden lassen sich trotz hoher Qualitätsanforderungen bei der Fertigung nicht völlig ausschließen. Sie haben in der Regel eine sicherheitstechnisch geringe Bedeutung. In diesem Fall aber wiesen die festgestellten Schäden auf einen systematischen Fehler hin. Das machte eine detaillierte Untersuchung durch die GRS erforderlich.



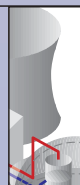
3

3: Abstandhalter fixieren die eingeschobenen Brennstäbe mit Federn.



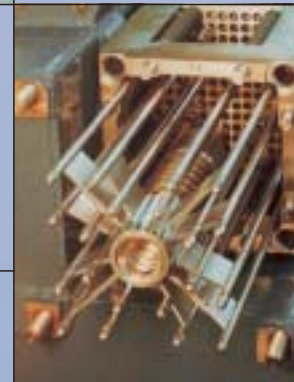
4

4: Die einzelnen Brennstäbe werden zu Brennelementen zusammengebaut.



5: Auf dem Kopf des fertig montierten Brennelements befinden sich die fingerförmig hineinragenden Steuerstäbe.

5



Der Sachverhalt

Bei der Inspektion zeigte sich an den Hüllrohren Reibkorrosion im Bereich des untersten von neun Abstandhaltern. Auf den Brennelementfüßen wurden Bruchstücke von Halterungsfedern der Brennelemente gefunden.

Das Versagen der Federn führte dazu, daß die Brennstäbe nicht mehr ausreichend fixiert waren. Dies wiederum führte zu Reibungen an den Abstandhaltern mit der langfristigen Folge, daß das Hüllrohr undicht wurde. Weitere Schäden gab es in Höhe der oberen Abstandhalter, die als Sekundärschäden angesehen werden.

Die Konstruktion der Abstandhalter war geändert worden. Bei den Brennelementen älteren Typs, bei denen die jetzt zu Tage getretenen Schäden nicht beobachtet wurden, bestanden die unteren Abstandhalter und die zugehörigen Federn aus einer Nickelbasis-Legierung.

Bei den Brennelementen neueren Typs bestehen die Abstandhalter aus Zirkaloy, aus demselben Material wie die Hüllrohre. Für Federn aber ist dieser Werkstoff nicht geeignet, deshalb blieb es hier bei der Nickelbasis-Legierung. Dies bedingte eine veränderte Konstruktion der Federn mit einem modifizierten Vorgehen bei der Herstellung. Dabei ergaben sich zwei ungünstig wirkende Einflüsse.

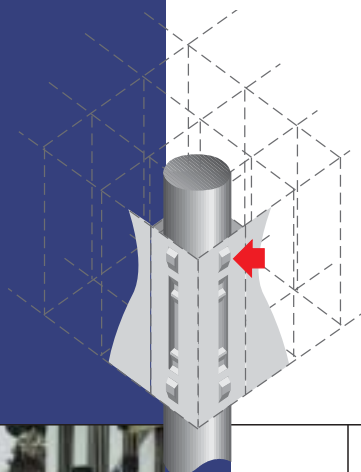
Die Zugbelastung der Federn erhöhte sich. Außerdem führte eine ungeeignete Wärmebehandlung zur Empfindlichkeit des Federwerkstoffs gegen interkristalline Spannungsrißkorrosion. Diese stellte sich als Ursache der Fehler heraus.



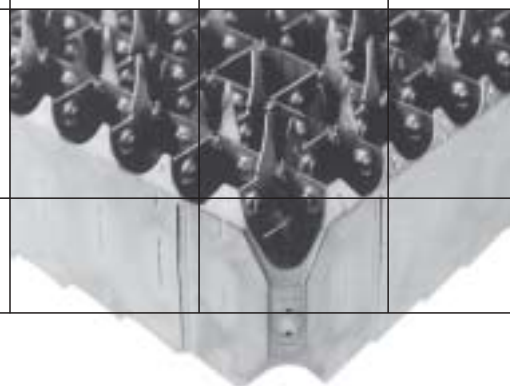
6

6: Fußstück des Brennelements mit Führungsstiften

Lagerung der fertigen Brennelemente



Der GRS-Kommentar





Die GRS empfahl, in den Kernkraftwerken alle Brennelemente dieses Typs auf ähnliche Fehler zu untersuchen. Tatsächlich wurden vergleichbare Schäden entdeckt, jedoch mit geringeren Auswirkungen.

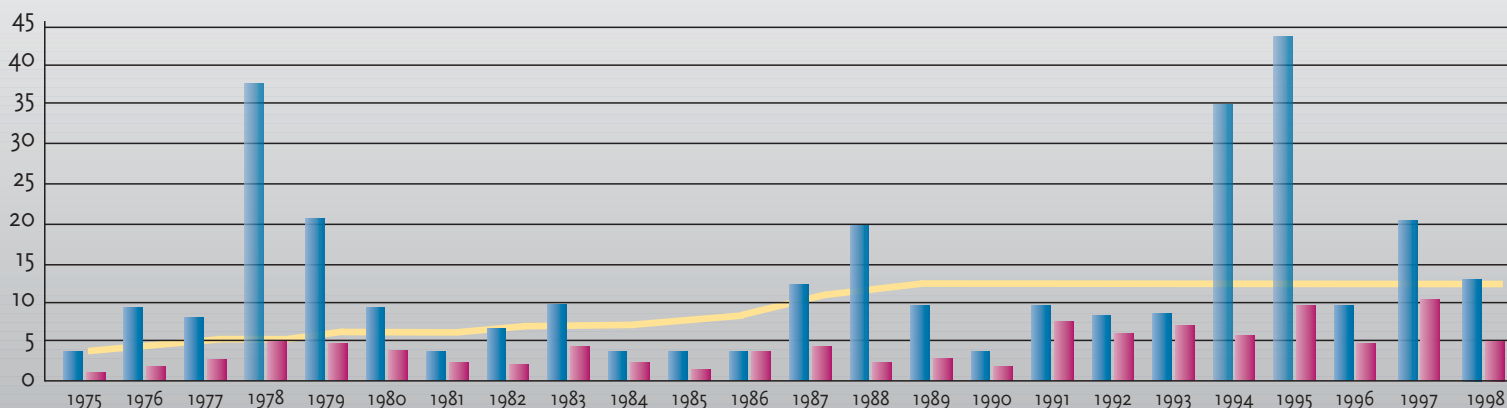
Der Hersteller hat die noch intakten Brennelemente umgerüstet. Die Abstandhalter wurden gegen die bewährten aus der Nickelbasis-Legierung ersetzt. Ein zusätzlicher Abstandhalter wurde im unteren Bereich des Brennelements zur Stabilisierung eingebaut. Bei den neuen Abstandhalter-Federn wurden Konstruktion und Wärmebehandlung optimiert. In den letzten Jahren hat sich die Zahl von Brennstabschäden in deutschen Druckwasserreaktoren deutlich erhöht. Eine ähnliche Tendenz ist auch im Ausland erkennbar. Daher ist die GRS in eine umfassende Untersuchung zur Schadensentwicklung und ihrer Ursachen eingebunden. Wichtige Fragen dabei sind, welchen Einfluß veränderte Einsatzbedingungen und die technische Weiterentwicklung der Brennelemente haben.

Schäden an Brennstabhüllrohren

Während des Betriebs werden die bis zu 300 Brennstäbe, die zu einem Brennelement zusammengefaßt sind, von heißem Wasser (mehr als 300 °C) umströmt. Dabei bilden sich auf den Hüllrohren spontan Oxidschichten, die beim Werkstoff Zirkaloy einen guten Korrosionsschutz bilden. Bei mechanischer Einwirkung, z.B. Reibung am Abstandhalter, wird die Oxidschicht wiederholt abgetragen und die Korrosion schreitet fort. Durch diese Reibkorrosion wird das Rohr laufend dünner – es kann letztlich „durchkorrodieren“.

Schäden an Brennelementen in Druckwasserreaktoren

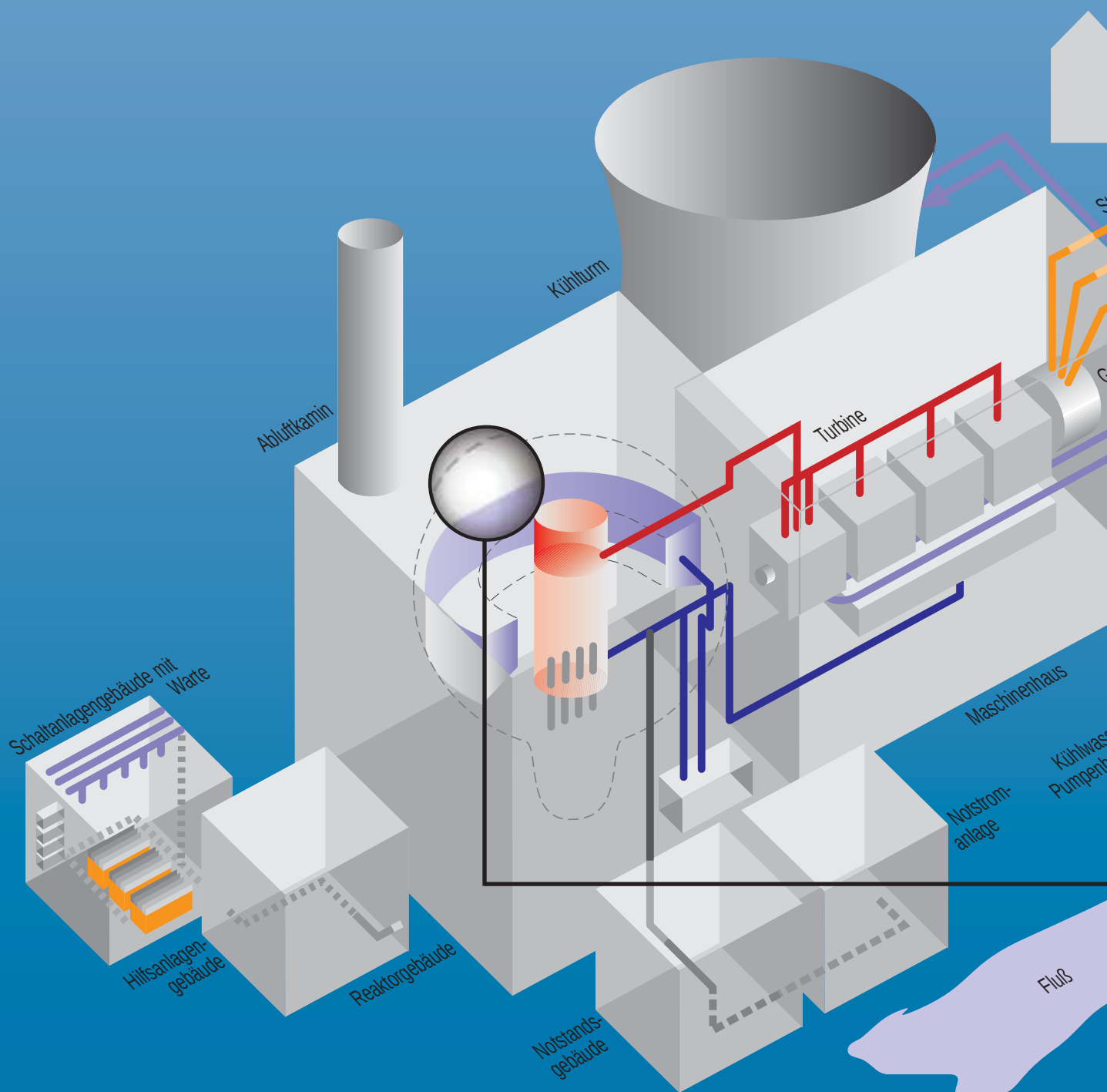
- Anlagen in Betrieb
- Anzahl der defekten Brennelemente (BE)
- Anzahl der Anlagen mit defekten BE

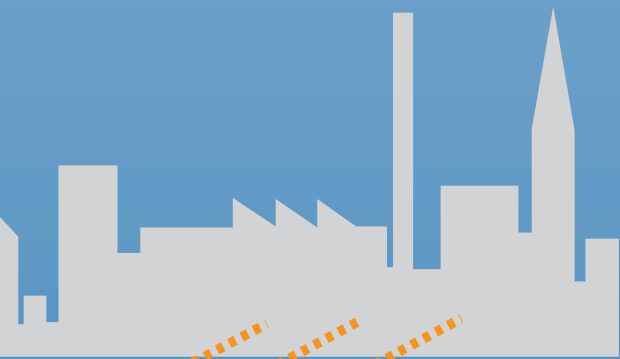




Loch ohne Leck

Gebrochene Meßleitung
als Brücke zur Umwelt

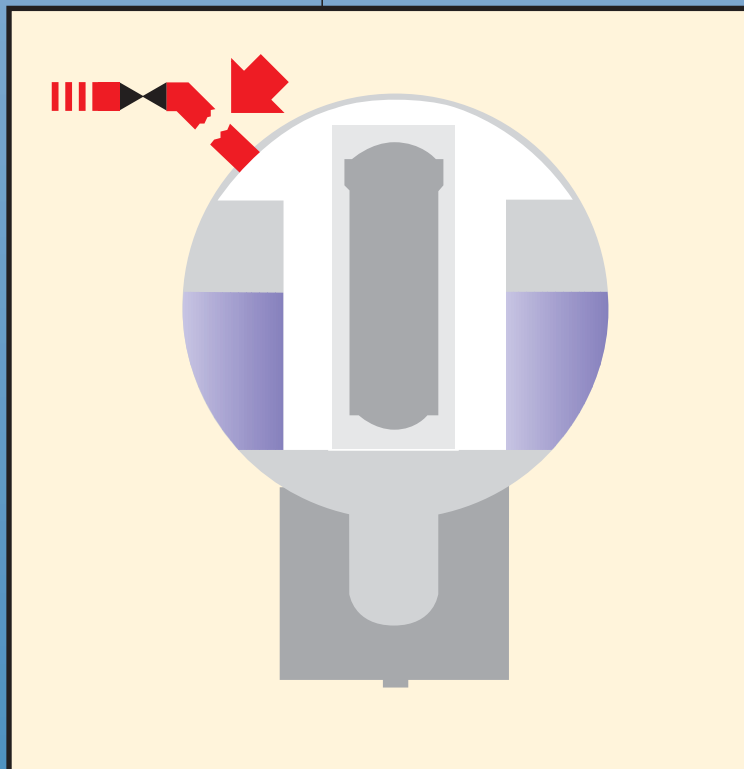




Stromnetz

Generator

Sicherheitsbehälter



Das Ereignis

Direkt an der Außenhaut des Sicherheitsbehälters eines Siedewasserreaktors brach eine von drei identischen Meßleitungen für Druckveränderungen im Behälter. Damit wies der Sicherheitsbehälter eine Öffnung mit etwa acht Millimeter Durchmesser auf.

Einschieben des Sicherheitsbehälters an seinen endgültigen Platz im Reaktorgebäude



Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitsbehälter stellt die dritte nukleartechnische Barriere dar. Die nukleartechnischen Barrieren verhindern den Austritt radioaktiver Stoffe, sowohl in die Anlage als auch in die Umgebung. Bei Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 hat der Sicherheitsbehälter einen Durchmesser von ca. 27 Metern. Den Behälter durchdringen Rohre und Leitungen. Die Durchdringungen müssen sehr dicht sein. Die sicherheitstechnischen Regeln für den Sicherheitsbehälter schreiben eine Mindestdichtigkeit vor. Danach darf der Behälter bei einer Druckprüfung an einem Tag nicht mehr als ein Volumenprozent durch Undichtigkeiten verlieren. Die Hülle besteht aus Stahl, dessen Dicke zwischen 18 und 65 Millimeter variiert.

Die Aufgabe für die GRS

Durch den Bruch der Leitung war der Sicherheitsbehälter, die dritte nukleartechnische Barriere, verletzt worden. Von der GRS waren daher folgende Fragen zu untersuchen: Warum konnte diese Leitung brechen, und ist ein vergleichbares Ereignis auch in anderen Kernkraftwerken möglich? Worin liegt die sicherheitstechnische Bedeutung dieses Ereignisses?

Der Sachverhalt

Das Personal der Warte registrierte, daß ein Meßinstrument nur noch den Außendruck anzeigte, also nicht die Druckdifferenz wie die beiden funktionierenden Meßleitungen. Das gesamte Volumen ist beim Siedewasserreaktor der betroffenen Baulinie mit Stickstoff gefüllt, um bei schweren Störfällen die Bildung von zündfähigen Wasserstoffgemischen zu verhindern. Die Stickstofffüllung verhindert zugleich Brände während des Betriebs. Der Behälter steht gegenüber der Atmosphäre unter einem leichten Überdruck.



Sicherheitstechnik eines Siedewasserreaktors (Baulinie 69)

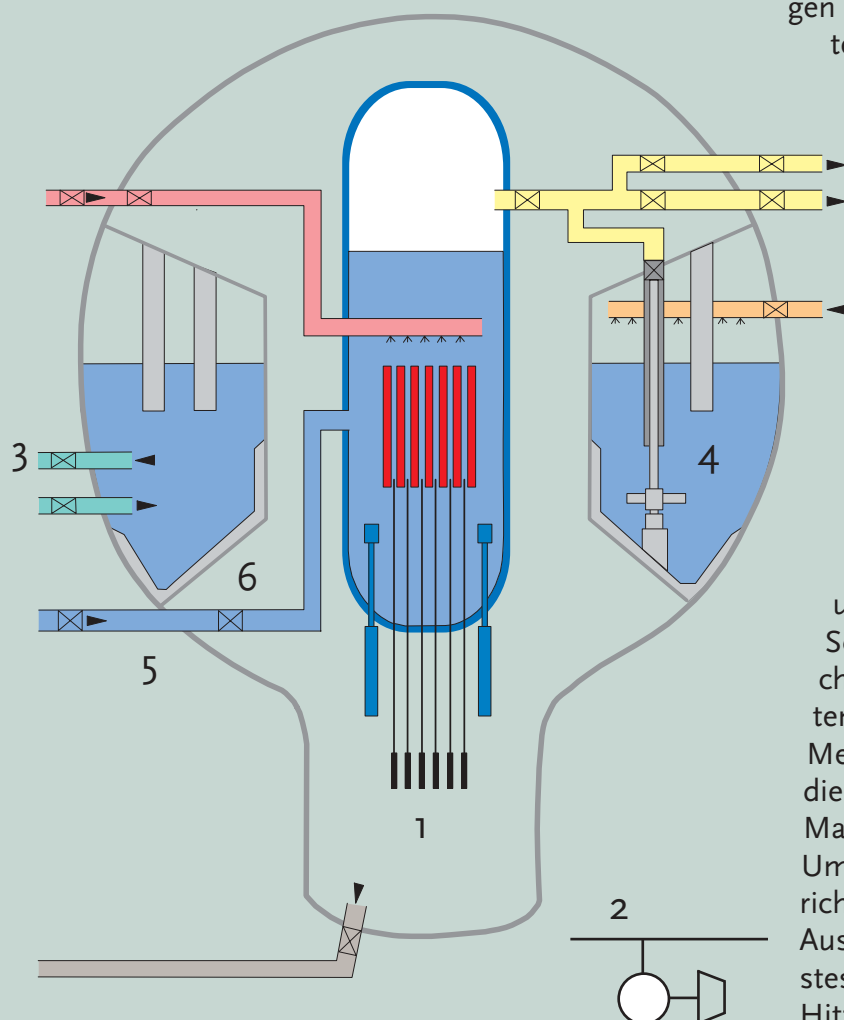
Feststellung eines Kühlmittelverluststörfalls im Sicherheitsbehälter

- 1 Reaktorschnellabschaltung
- 2 Notstromversorgung
- 3 Not- und Nachkühlsystem
- 4 Entlastungssystem
- 5 Gebäudeabschluß
- 6 Vergiftungssystem

Wenn zwei der drei Meßleitungen unabhängig voneinander einen Anstieg des Drucks im Sicherheitsbehälter melden, muß angenommen werden, daß im Sicherheitsbehälter ein Rohr mit Reaktorkühlmittel geborsten ist. Bei solch einem Rohrbruch verdampft das heiße, unter hohem Druck stehende Wasser sofort, und der Druck im Behälter steigt entsprechend an. Es werden dann automatisch Aktionen zur Begrenzung der Auswirkungen eines Kühlmittelverlustes eingeleitet. Das Prinzip, daß zwei Meßgeräte

den Druckanstieg registrieren müssen, stellt sicher, daß die Fehlanzeige eines einzelnen Meßgerätes nicht zu unnötigen Abschaltungen der Anlage führt. Diese Druckmessung ist allerdings nur ein Kriterium für das Eintreten eines Kühlmittelverlustes. Es werden weitere physikalische Werte (wie Temperatur im Sicherheitsbehälter und Wassermenge im Reaktordruckbehälter) erfaßt und ausgewertet, um mit deren Hilfe automatisch Schritte zur Beherrschung eines solchen Störfalls einzuleiten. Es könnten sogar alle Einrichtungen zum Messen des Drucks ausfallen, ohne die Einleitung der automatischen Maßnahmen zu gefährden.

Um die elektrischen Teile der Meßeinrichtung vor den möglichen direkten Auswirkungen eines Kühlmittelverlustes zu schützen (Feuchtigkeit, Druck, Hitze), befindet sich die entsprechende Technik außerhalb des Sicherheitsbehälters.





*Blick in den Ringraum:
Sichtbar ist der kugelförmige
Sicherheitsbehälter und die
Außenwand des Reaktorgebäudes.*

Der GRS- Kommentar

Zum technischen Sachverhalt

Die fragliche Meßleitung war gerissen, weil sie Schwingungen ausgesetzt war. Es wurden zusätzliche Verankerungen bei den beiden intakten und der wiederhergestellten Meßleitung angebracht. In anderen Anlagen gab es durch günstige bauliche Bedingungen keine vergleichbaren Verhältnisse.

Lecks an drucklosen Leitungen zwischen Sicherheitsbehälter und Reaktorgebäude sind sehr schwer zu erkennen. Dies muß bei der Gestaltung von Prüfkonzepthen für derartige Leitungen berücksichtigt werden. Die wichtigste Funktion des Sicherheitsbehälters, der gasdichte Einschluß des Reaktors, war durch den Bruch der Meßleitung beeinträchtigt.

Die GRS hat in ihrer Weiterleitungsnachricht empfohlen, bestehende Untersuchungskonzepte zu prüfen, ob sie geeignet waren, Lecks oder Brüche an vergleichbaren Leitungen aufzuspüren. Die Auswertung der Rückmeldungen ergab, daß Schäden entweder bei Druckprüfungen oder bei regelmäßigen Begehungen erkannt werden. In einer Anlage wurde vorsorglich ein Trittschutz im Bereich einer vergleichbaren Leitung angebracht.

Reaktorschutzmessungen

Aus dem Reaktordruckbehälter oder dem Sicherheitsbehälter führen Meßleitungen zu einem Meßumformer. Hier wird eine physikalische Größe, wie zum Beispiel Druck, Temperatur, Füllstand, in elektrische Signale umgewandelt. Sie werden an einen Grenzwertmelder weitergeleitet, der beim Erreichen eines bestimmten – niedrigen oder hohen – Signals anspricht. Das vom Grenzwertmelder erzeugte Signal wird vom Sicherheitssystem weiterverarbeitet. Es löst automatisch Maßnahmen zur Störfallbeherrschung aus. Um Fehlmeldungen zu vermeiden, werden wichtige Werte drei- oder viermal unabhängig voneinander gemessen. Maßnahmen werden nur ausgelöst, wenn die Störung durch zwei voneinander unabhängige Signale gemeldet wird.

Zum radiologischen Sachverhalt

Bei einem zusätzlichen Kühlmittelverluststörfall hätte die Gefahr bestanden, daß durch das Acht-Millimeter-Loch radioaktive Stoffe unkontrolliert in die Umwelt hätten freigesetzt werden können. Die GRS hatte den Auftrag zu ermitteln, welche Auswirkungen ein Kühlmittelverluststörfall im Sicherheitsbehälter bei der Größe dieses Lochs auf die Umwelt haben würde.

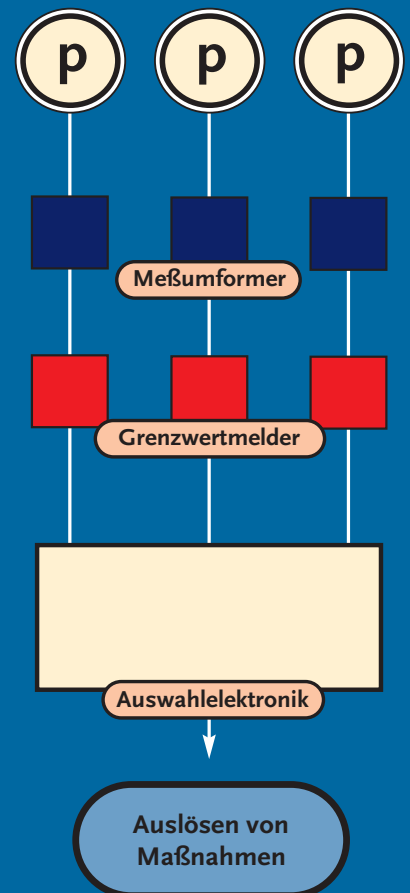
Dabei überprüfte die GRS, ob unter der Annahme weiterer, absichtlich sehr ungünstig gewählter Umstände die gesetzlichen Grenzwerte für die Strahlenexposition in der Kernkraftwerksumgebung überschritten worden wären.

Die GRS ging von folgendem Szenario aus:

- Bruch der Meßleitung,
- zusätzlicher Kühlmittelverluststörfall und
- zusätzlich mehrere undichte Brennelemente.

Unterstellt wurde also, daß zwei der vier nuklear-technischen Barrieren gleichzeitig versagten. Die Folge wäre ein Freisetzen großer Mengen radioaktiver Spaltprodukte innerhalb des – undichten – Sicherheitsbehälters. Den Sicherheitsbehälter umgibt das Reaktorgebäude, das eine zusätzliche Rückhaltefunktion hat. Es ist nicht absolut dicht, aber mit hochwirksamen Filtereinrichtungen ausgestattet. Bei der Berechnung der Strahlenexposition in der Kernkraftwerksumgebung wurde außerdem davon ausgegangen, daß in der ersten Phase eines solchen Störfalls keine der Filter radioaktive Stoffe zurückhalten.

Trotz dieser ungünstigen Annahmen wäre die Strahlenexposition der Bevölkerung jederzeit unterhalb der gesetzlichen Grenzwerte geblieben, so die Berechnungen der GRS.



Prinzipielle Erfassung und Weiterverarbeitung von Meßwerten für den Druck (p) bei Reaktorschutzmessungen

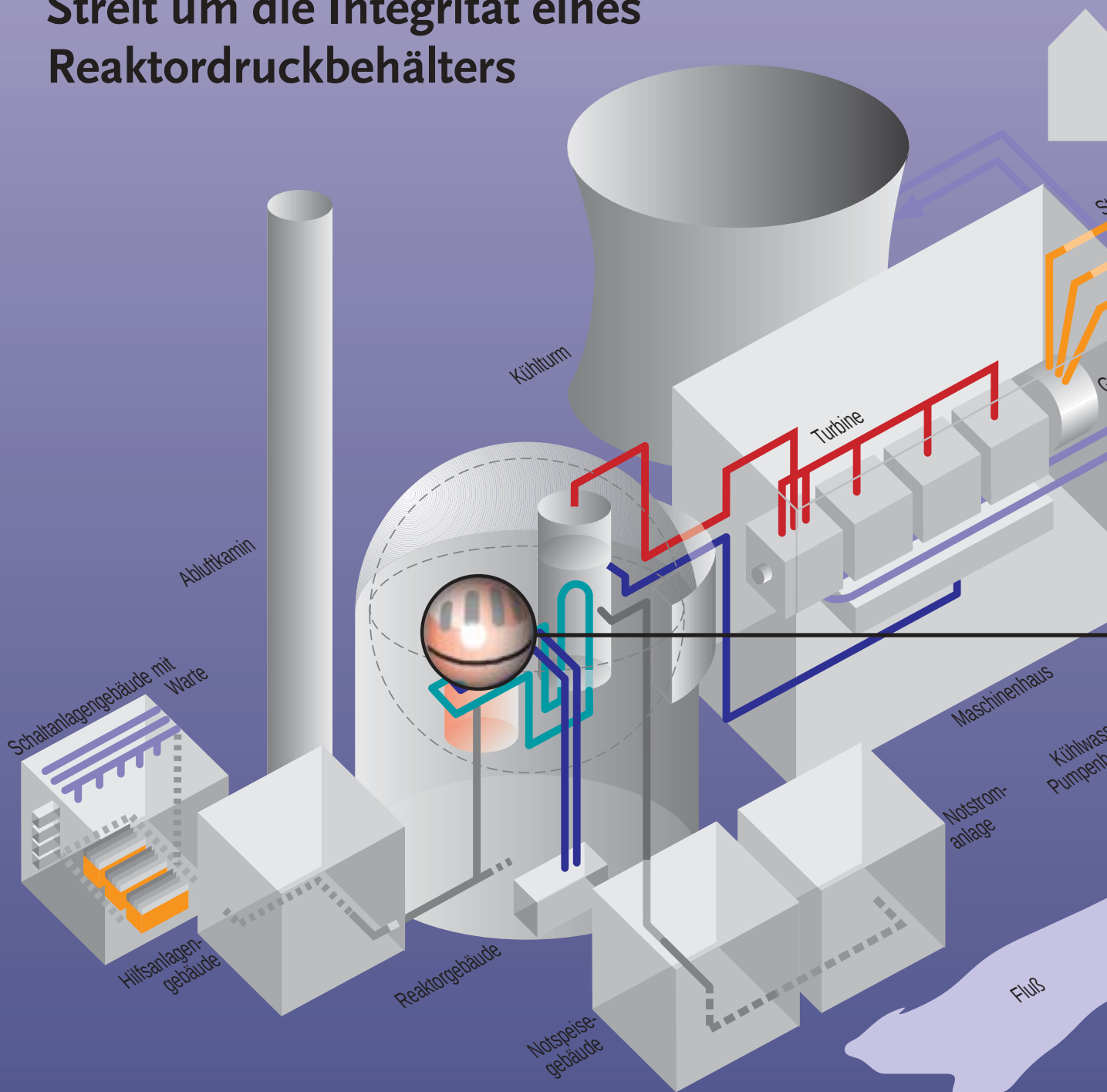


In der Warte werden ständig die Meßwerte aus der Anlage registriert und verarbeitet.



Ein sprödes Thema

Streit um die Integrität eines Reaktordruckbehälters

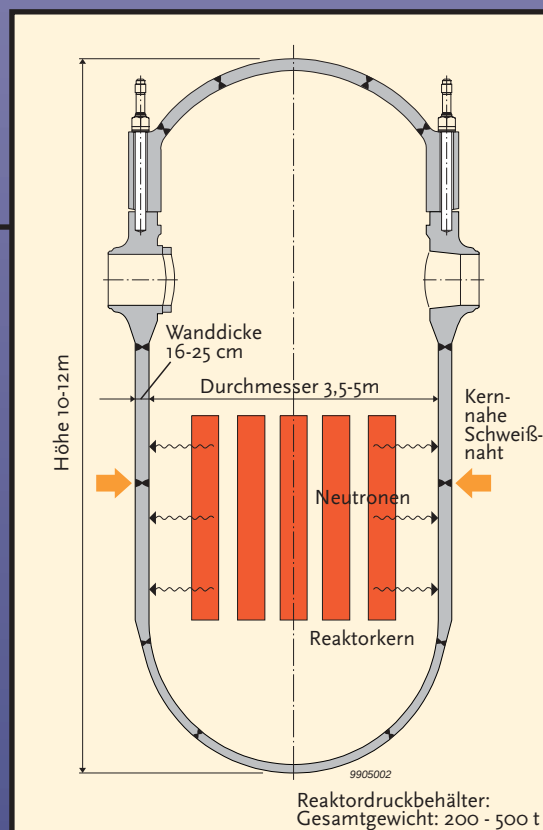




Die Ausgangslage

Neubewertung einer älteren Anlage

Für ein älteres Kernkraftwerk war der Zustand der Gesamtanlage nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu bewerten. Dazu gehörte der Nachweis, daß der Reaktordruckbehälter unter allen realistischen Belastungen intakt bleiben würde. Die Ingenieure sprechen vom Nachweis der Integrität des Behälters. Der Reaktordruckbehälter hat eine zentrale Bedeutung: Er umschließt die Brennelemente und damit das wesentliche radioaktive Inventar. An seine Integrität müssen daher höchste Anforderungen gestellt werden.





Reaktordruckbehälter eines Druckwasserreaktors

In einem Kernkraftwerk nimmt der Reaktordruckbehälter die Stelle des Heizkessels eines Kohle- oder Gaskraftwerks ein. Zusätzlich stellt er eine wesentliche nukleartechnische Barriere dar, die ein Freisetzen von Radioaktivität verhindert. Der Behälter besteht aus Stahl. Er wird aus mehreren geschmiedeten Ringen und/oder gewalzten Teilen zusammengeschweißt. Seine gesamte Höhe: zwischen zehn und zwölf Meter, der Durchmesser: 3,5 bis 5 Meter, die Wanddicke: zwischen 16 und 25 Zentimeter. Im normalen Betrieb herrscht im Behälter ein Druck von 160 bar, die Temperatur des Kühlwassers beträgt 300 °C. Dabei ist das Wasser immer noch flüssig – eine Folge des hohen Drucks.

Der Sachverhalt

Die Versprödung des Reaktordruckbehälters

Der Behälterstahl verändert sich im Laufe des Kernkraftwerkbetriebs durch die Bestrahlung von Neutronen. Neutronen spalten Uranatome – mit jeder Spaltung durch ein Neutron werden neue „schnelle“, also energiereiche Neutronen, freigesetzt. Treffen sie auf die Behälterwand, wird im Laufe der Zeit die Zähigkeit des Stahls durch ihre Einwirkungen herabgesetzt. Das Gegenteil von zäh ist spröde – daher der zunächst alarmierende Befund „Versprödung des Behälterstahls“. Die Veränderungen im Werkstoff sind dort am stärksten, wo die größte Strahlung herrscht, also in Höhe des Reaktorkerns. Reaktordruckbehälter von Druckwasserreaktoren sind von der Versprödung stärker betroffen

als Siedewasserreaktoren, weil der Wasserspalt zwischen Reaktorkern und Behälterwand, in dem die Neutronen abgebremst werden, bauartbedingt bei Druckwasserreaktoren kleiner ist als bei Siedewasserreaktoren. Das Phänomen Neutronenversprödung war bereits bekannt, als die ersten Kernkraftwerke in den 60er Jahren in Deutschland konzipiert und gebaut wurden. Die Kenntnisse reichten damals aber nicht aus, das Fortschreiten der Versprödung richtig vorherzubestimmen. Tatsächlich verändert sich der Werkstoff aus jener Zeit stärker als der in neueren Reaktoren, weil die Wirkung bestimmter Beimengungen im Stahl erst in den 70er Jahren erkannt wurde.

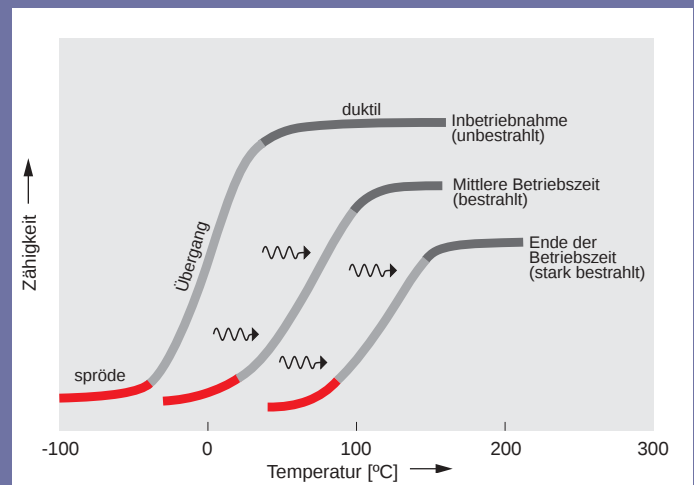


Zähigkeit und Neutronenversprödung

Stähle mit ferritischer Gitterstruktur sind bei niedrigen Temperaturen sehr viel schlechter verformbar, also weniger zäh („duktil“) und eher „spröde“ als bei hohen Temperaturen. Ein bestimmter Bereich kennzeichnet den sogenannten „Spröde-Duktil-Übergang“. Dabei ist die Zähigkeit ein Maß für den Widerstand des Werkstoffs gegen das weitere Aufreißen eines möglicherweise vorhandenen Risses oder einer Kerbe. Der Übergangsbereich sollte bei unbestrahltem Stahl unterhalb von 0 °C liegen. Infolge der Neutronenbestrahlung während des Reaktorbetriebs verringert sich die Zähigkeit: Der Übergangsbereich verschiebt sich zu höheren Temperaturen um 50 Grad oder mehr. Das Ausmaß der Zähigkeitsänderung durch die Neutronenbestrahlung wird durch die Temperatur und die Konzentration von Kupfer, Phosphor und Nickel bestimmt. Oft ist die Konzentration von Kupfer und/oder Phosphor in den Schweißnähten höher als im Grundwerkstoff mit der Folge verringerter Zähigkeit der Schweißnaht. Die kritische Schweißnaht ist die in der Höhe der Brennelemente. Sie ist am stärksten bestrahlt und hat daher die höchste Übergangstemperatur.

Oberteil eines Reaktordruckbehälters

Die Planer waren sich jedoch der Unzulänglichkeit des seinerzeitigen Kenntnisstandes bewußt. Deshalb wurde schon damals – etwa nach dem Motto „gut prüfen ist besser als kompliziert rechnen“ – ein experimenteller Nachweis über das Fortschreiten der Versprödung gefordert und in jedem Reaktordruckbehälter sogenannte „Überwachungsproben“ installiert. Dazu werden Proben in den Behälter eingebracht, dort bestrahlt, nach einer bestimmten Verweildauer entnommen und geprüft. Diese Proben müssen aus denselben oder ähnlichen Werkstoffen bestehen und werden unter gleichen Bedingungen wie der Behälter bestrahlt. Nur dann kann aus dem Zustand dieser Proben auf den des Reaktordruckbehälters geschlossen werden. Die Proben werden üblicherweise zwischen Reaktorkern und Behälterwand befestigt. Damit haben sie etwa die gleiche Temperatur,



bekommen aber, da sie näher am Reaktorkern sind, einen etwas stärkeren Neutronenfluß mit. Das ist erwünscht, denn damit erreichen die Proben eine bestimmte Neutronendosis früher als die Behälterwand. Das erlaubt eine Voraussage über die Versprödung des Behälters. Rechtzeitig erkannt, können Maßnahmen ergriffen werden. Dies war in diesem Fall schon frühzeitig geschehen: So hatte der Betreiber Abschirmelemente anstatt echter Brennelemente am Rand des Kerns eingesetzt und damit den Neutronenfluß auf die Wand erheblich reduziert.



Außenansicht der größten Versuchsanlage der Welt in Mannheim: Hier wurden Störfälle im Kühlsystem eines Druckwasserreaktors simuliert.

Die Modelle zur Berechnung der zu erwartenden Belastungen waren früher deutlich grober als die heutigen. Teilweise wurden dadurch die Beanspruchungen bei Störfällen überbewertet. So hätte in einigen Fällen die Berechnung dazu geführt, daß die Integrität des Druckbehälters bei der stärker als erwarteten Versprödung nicht bis zum Ende der erwarteten Betriebszeit hätte nachgewiesen werden können.

Die für die ältere Anlage zuständige Aufsichtsbehörde hat zu unterschiedlichen Zeitpunkten verschiedene Gutachter damit beauftragt, verschiedene Teilaspekte des vom Kernkraft-

werksbetreiber vorgelegten Integritätsnachweises zu prüfen. Trotz der abgegrenzten Aufgabenstellungen kam es zu Überschneidungen. Durch den unterschiedlichen Zeitpunkt der Auftragserteilung ergab sich aber auch ein unterschiedlicher Informationsstand der einzelnen Gutachter, der die Nachprüfung zusätzlich erschwerte.

Die Gutachter kamen in wesentlichen Punkten zu unterschiedlichen Aussagen. Sie reichten von „die Integrität des Behälters ist gegeben“ bis zu den Voten „nicht gegeben“ beziehungsweise „Integrität nicht nachgewiesen“.

Grundsätzliches Vorgehen bei der „Integritätsbewertung“

Die Belastbarkeit muß den möglichen Beanspruchungen gegenübergestellt werden. Für die Integrität waren also möglichst realistische Sicherheitsabstände zwischen Beanspruchung und Belastbarkeit auszuweisen. Zur Belastbarkeit des Behälters sind neben der Geometrie – das sind Größe und Form – auch möglicherweise oder tatsächlich vorhandene Risse sowie Festigkeit und Zähigkeit des Werkstoffs zu betrachten. Zähigkeit beschreibt hier den Widerstand eines Werkstoffs gegen ein weiteres Aufreißen eines unterstellten Risses. Eine wichtige Unterstellung. Denn es werden immer Risse postuliert, ob es sie nun tatsächlich gibt oder nicht. Zu den gegen die Belastbarkeit antretenden Kräften gehören einmal das Gewicht des Behälters, dann der Druck im Innern, vor allem aber Veränderungen der Temperatur: Der Werkstoff dehnt sich beim Aufheizen und schrumpft beim Abkühlen. Schnelles und ungleichmäßiges Aufheizen oder Abkühlen führt daher zu starken Verspannungen des Behälters.

Bei den Belastungen des Normalbetriebs sind die Temperaturen in den Wandungen immer deutlich oberhalb des sogenannten „Spröd-Duktil-Übergangs“, so daß der Werkstoff eine hohe Zähigkeit hat.

Risse im Behälter – unterstellte und tatsächliche

Ausgangspunkt ist die Behauptung: Es gibt Risse im Material. Deshalb muß für jeden Störfall ein Spektrum unterschiedlicher Rißgrößen analysiert werden. Tatsächlich liegen meistens nur kleine bis winzige Störungen vor, Trennungen im Werkstoff, die oft einfach als „Fehler“ bezeichnet werden. Um der Unsicherheit über Existenz und Natur solcher Fehler Rechnung zu tragen, werden scharfe Risse unterschiedlicher Größe und Art an den ungünstigsten Stellen angenommen – vor allem dort, wo Teile des Reaktordruckbehälters zusammengeschweißt sind. Solche scharfen Risse beeinträchtigen unter allen denkbaren Fehlern die Belastbarkeit des Behälters am stärksten. Die maximal anzunehmenden Rißgrößen ergeben sich dabei aus der zerstörungsfreien Prüfung, mit der die Behälterwand regelmäßig auf Fehler untersucht wird: Sind dabei Fehler gefunden worden, werden an ihrer Stelle für die Analyse Risse angenommen. Auf jeden Fall, auch wenn die zerstörungsfreie Prüfung örtlich ohne Befund bleibt, gilt die Nachweisgrenze als kleinste Rißgröße. Es werden also Risse als vorhanden unterstellt, allerdings so kleine, daß sie mit der eingesetzten Technik eben nicht entdeckt werden können. In beiden Fällen, bei gefundenen Fehlern oder der Nachweisgrenze, wird diese Größe mit einem Sicherheitsfaktor multipliziert. Üblich ist ein Faktor 2.

Auswahl und Analyse der gravierendsten Störfälle

Besonders hohe Spannungen sind bei Störfällen mit „Thermoschock“ zu erwarten. Der tritt dann ein, wenn in der Folge eines Störfalls ein Notkühlen erforderlich ist. In kurzer Zeit strömt sehr viel „kaltes“ Wasser zwischen 35 und 70 °C in den Behälter, dessen Wand etwa 300 °C heiß ist. Dies führt zu einer schockartigen Abkühlung und dadurch zu hohen Spannungen in den Werkstoffen, die diese ohne Schaden überstehen müssen. Zu untersuchen sind eine ganze Reihe solcher Störfälle, wobei die besonderen Gegebenheiten der Anlage zu berücksichtigen sind. Für jedes Szenario sind die Temperatur- und Druckverläufe innerhalb des Behälters und deren Einflüsse auf die Behälterwand zu berechnen.

Bleibt der Riß stabil, oder wächst er ?

Das ist die schließlich entscheidende Frage, die mit den Methoden der Bruchmechanik beantwortet werden soll. Sie ist der letzte Schritt in der langen Kette der Analysen.

Die Risse werden stets an den ungünstigsten Stellen des Behälters angenommen. Die aus Druck, Gewicht und Temperaturveränderungen berechneten Spannungen „beanspruchen“ nun einen solchen Riß. Dabei darf er aber nicht wachsen!

Ein instabiles Rißwachstum kann vor allem dann geschehen, wenn der Behälter ganz oder teilweise unter einen bestimmten Temperaturbereich abkühlen würde (Spröde-Duktil-Übergangsbereich).

Die Aufgabe für die GRS

Bewertung der kontroversen Ergebnisse

Die GRS wurde beauftragt, die kontroversen Ergebnisse in einer technisch-wissenschaftlichen Analyse zu bewerten.

Verschiedene Vorgehensweisen nach Regelwerk möglich

Die Regelwerke schlagen für den Nachweis der Integrität des Reaktordruckbehälters relativ einfache Verfahren vor. Die einzelnen Schritte enthalten dabei Sicherheitszuschläge, um alle erdenklichen Unsicherheiten abzudecken. Der Nachteil dieser Vorgehensweise: Die wirklichen Sicherheitsabstände lassen sich nicht quantifizieren.

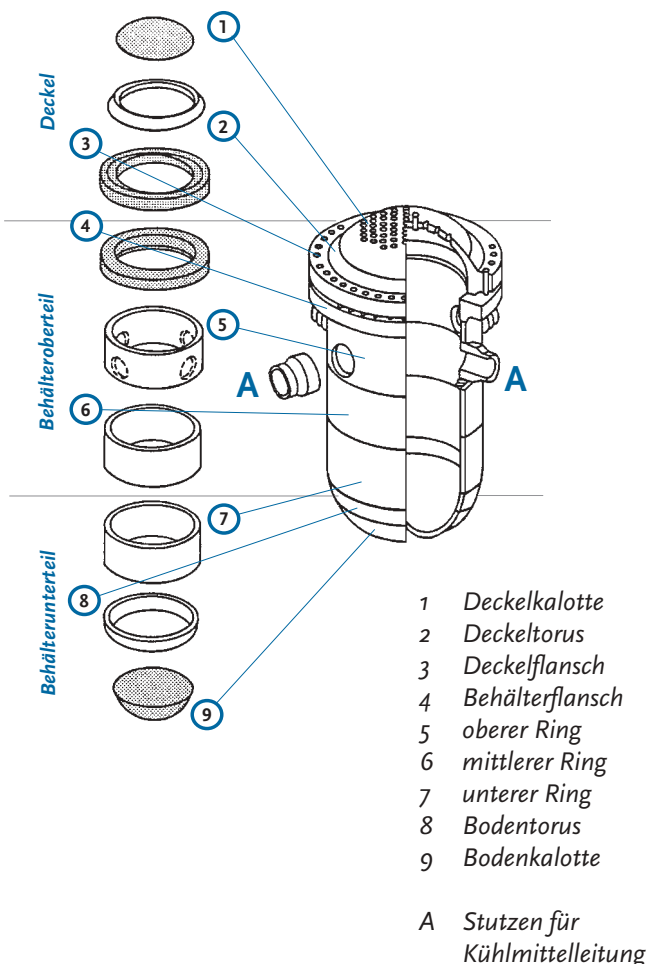
Als Ergebnis kann dann stehen: Nachweis zur Einhaltung bestimmter Regelwerkfestlegungen nicht erfüllt. Nun lassen die Regelwerke aber auch andere Vorgehensweisen zu, die gleichfalls dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen, aber für eine gesamtheitliche Beurteilung aussagekräftiger sind. Einen solchen Weg beschritt die GRS. Abgesichert wurde dieses Vorgehen durch die Variation bedeutender Parameter.

Einfache Modelle für die Störfallanalyse – oft zu ungenau!

Über den zeitlichen Ablauf der Temperaturverteilung in der Behälterwand lagen, abhängig von vereinfachenden Modellierungen, unterschiedliche Ergebnisse vor. Sobald auf sehr starke Vereinfachungen verzichtet wurde, wurde die Sicherheit des Behälters durch die Ergebnisse der verschiedenen Berechnungen bestätigt. Das ergab sich auch aus Vergleichsrechnungen der GRS.



Montage eines Reaktordruckbehälters



Zerstörungsfreies Prüfen

Auch Bauteile, die nicht oder nur unter ganz besonderen Umständen ersetzt werden können, müssen ebenso wie andere auf ihre Funktionstüchtigkeit und Integrität untersucht werden. Da die Entnahme von Proben aus der Wand für Laboruntersuchungen aufwendig und in der Aussage beschränkt ist, wird zerstörungsfrei geprüft. Dazu dienen direkte Betrachtungen mittels optischer Verfahren oder Verfahren wie Durchstrahlen, Ultraschall, Wirbelstrom. Letzterer dringt nur wenige Millimeter tief in den Werkstoff ein, eignet sich also nur für oberflächennahe Untersuchungen, während Ultraschall auch für dicke Wände geeignet ist. Fehler lassen sich damit gut lokalisieren, es wird jedoch wenig über die Art des Fehlers oder Befundes ausgesagt: Handelt es sich um Einschlüsse, Hohlräume („Lunker“), Kerben, mangelnde Haftung von Schweißverbindungen oder um Risse? Unter allen denkbaren Fehlstellen vermindert ein scharfer Riß die Belastbarkeit des Behälters am stärksten. Deshalb wird bei einem Befund grundsätzlich ein scharfer Riß angenommen.



Mischvorgänge bei der Notkühlung

Eine Frage war, ob das Rechenmodell des Betreibers für die Mischvorgänge zwischen kaltem und heißem Wasser bei einer Notkühlung ausreichend realistisch war. Dies überprüfte die GRS anhand der Ergebnisse früherer Großversuche. Damit konnten die Ergebnisse des Rechenmodells bestätigt werden.

Auch die Modelle der Bruchmechanik brauchen viel Erfahrung

Entsprechend den Temperatur- und Druckverläufen schwanken die Beanspruchungen der Behälterwand zeitlich und örtlich. Derartige Analysen setzen aussagefähige Rechenmodelle sowie Erfahrung des Anwenders mit diesen Modellen voraus. Die Aspekte der bruchmechanischen Analyse sind von der GRS in enger Zusammenarbeit mit Fachkollegen und breiter internationaler Beteiligung gründlich untersucht worden. Die Berechnungen der GRS bestätigten auch hier die Detailanalyse des Betreibers.

Versprödung der Werkstoffe

Von den Gutachtern sehr unterschiedlich bewertet wurde insbesondere die Zähigkeit der verschiedenen im Reaktordruckbehälter eingesetzten Werkstoffe – dazu gehören das Schmiedegut des Behälters, seine Beschichtung mit austenitischem Stahl (Plattierung) und das Material für die Schweißnähte.

Diskrepanzen ergaben sich aus folgenden Gründen:

- Die Überwachungsproben für die Schweißnähte zeigten viel günstigere Resultate als die Ergebnisse aus einer Formel, die dem amerikanischen Regelwerk entnommen war.
- Die Schweißnähte des Reaktordruckbehälters und die damit verglichenen Überwachungsproben bestehen aus nicht genau gleichen Werkstoffen. Die Unterschiede betreffen im wesentlichen den Chrom-Gehalt.

Zur Bewertung der differierenden Aussagen hat die GRS alle verfügbaren Daten von ähnlichen bestrahlten und unbestrahlten Überwachungsproben aus deutscher Herstellung herangezogen. Sie bestätigten im wesentlichen die Ergebnisse der Überwachungsproben aus dem betreffenden Reaktor. Die Ergebnisse waren damit ausreichend abgesichert. Aus dem Vergleich mit international verfügbaren Daten läßt sich zusätzlich entnehmen, daß der Chromgehalt für diesen Stahltyp keinen signifikanten Einfluß auf die Neutronenversprödung hat.

Ultraschall-Prüfgerät im Einsatz bei geöffnetem Deckel des Reaktordruckbehälters



Die Simulationsanlage für Reaktorstörfälle in Mannheim diente dazu, die Reserven der Sicherheitsvorkehrungen in Kernkraftwerken durch tatsächlich gemessene Werte auszuloten. Das Bild zeigt das Innere der Anlage mit dem Reaktordruckbehälter und den vier Dampferzeugern.

Die von einigen Gutachtern herangezogene amerikanische Formel wurde aus einem Datensatz entwickelt, der nur Werkstoffe dortiger Hersteller berücksichtigt. Die wesentlichen Unterschiede zu den deutschen Werkstoffen liegen in den Rohstoffen, im Herstellungsverfahren und schließlich im Ausführen der Schweißnaht. Deshalb können die Ergebnisse der amerikanischen Formel für deutsche Werkstoffe nur eingeschränkt gelten.

Volumenanteile verschiedener Werkstoffe in der kritischen Schweißnaht

Die Schweißnähte bestehen aus zwei verschiedenen Werkstoffen mit deutlich voneinander abweichender Bestrahlungsempfindlichkeit. Aufgrund verschiedener Angaben in der Dokumentation über die Herstellung der Nähte bestand Uneinigkeit über die Volumenanteile der beiden Werkstoffe.

Mit ihrer Vorgehensweise konnte die GRS die Integrität des Behälters auch bei Verwendung der ungünstigsten Werte aus der Dokumentation, das heißt großes Volumen des gegen Bestrahlung empfindlicheren Werkstoffs, nachweisen. Die in den Analysen aufgezeigten Sicherheitsabstände decken auch diesen ungünstigen Fall ab.



Ergebnisse der zerstörungsfreien Prüfung und anzunehmende Rißgrößen

Bei der zerstörungsfreien Prüfung des Reaktordruckbehälters hat der Betreiber aus gutem Grunde besonders hohen Aufwand betrieben. Besonders wichtig war der Nachweis einer fehlerfreien Innenoberfläche in Höhe der Brennelemente, also im Bereich des größten Neutronenflusses. Risse an der Innenoberfläche würden bei einer Notkühlung durch das Einleiten von kaltem Wasser einer wesentlich stärkeren Beanspruchung ausgesetzt als die im Werkstoff eingeschlossenen Fehler.

Zu den eingesetzten Verfahren gehörten Wirbelstrom, Ultraschall und auch visuelle Betrachtung. Die Untersuchungen ergaben eine fehlerfreie Innenoberfläche. Die GRS hat das Ergebnis als zuverlässig bewertet, da die eingesetzten Verfahren unterschiedliche physikalische Prinzipien nutzen und sich in ihrer Empfindlichkeit ergänzen.

Darüber hinaus konnten ausreichende Sicherheitsabstände selbst für 20 bis 30 Millimeter tiefe Risse an der Oberfläche nachgewiesen werden. Kontroversen über anzunehmende Rißgrößen und -positionen konnten durch diese Vorgehensweise weitgehend ausgeräumt werden.

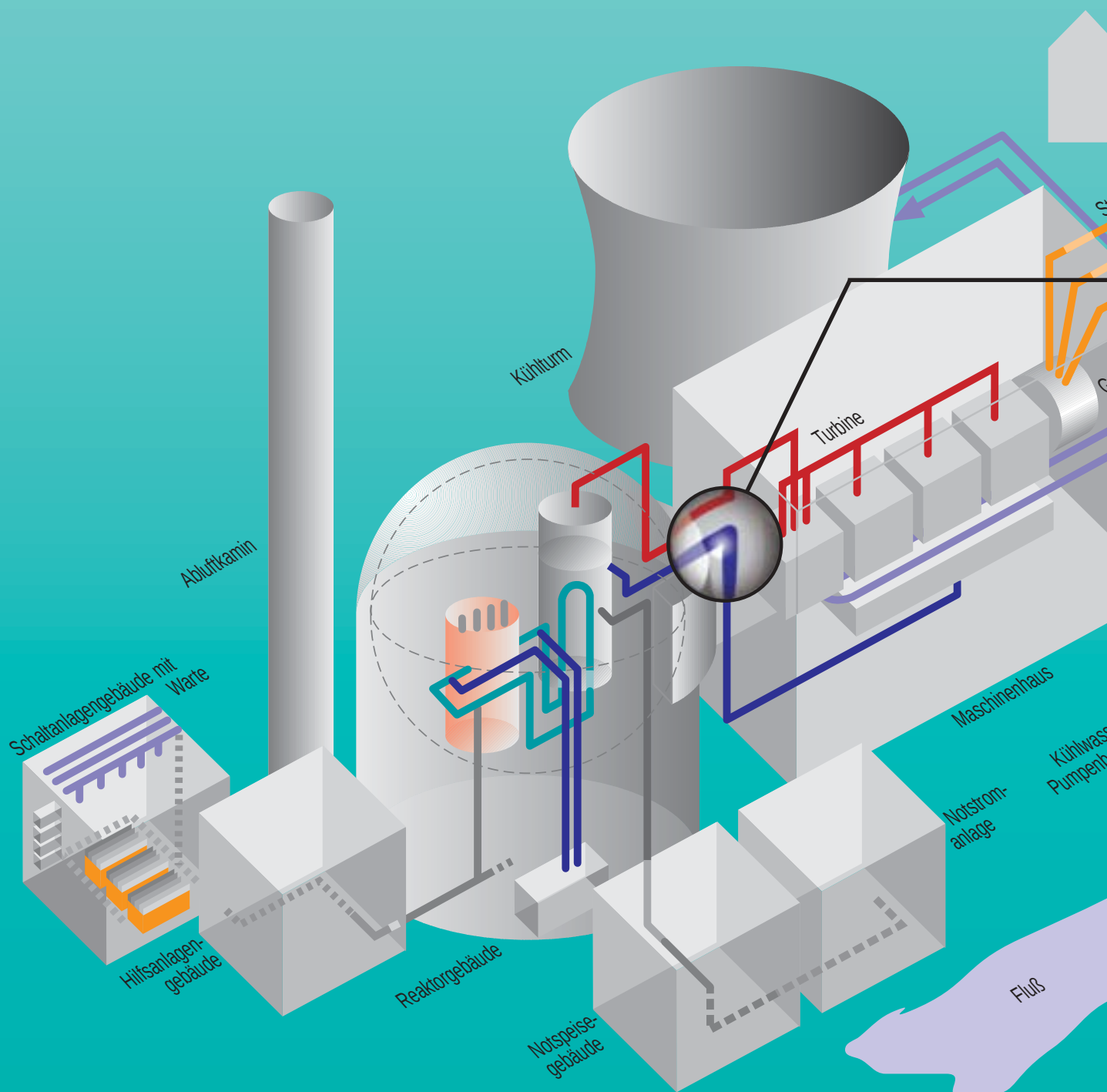
Fazit

Vorbehalte verschiedener Gutachter gegenüber der Sicherheit des betreffenden Reaktordruckbehälters konnte die GRS letztlich aufgrund der Bandbreite der untersuchten Störfälle, der Vielzahl der betrachteten veränderlichen Werte und auf der Basis ihres Kenntnisstandes ausräumen. Unter den von der GRS zugrunde gelegten und technisch begründeten Annahmen für Belastung, Fehlergröße und Werkstoffzustand ist eine ausreichende Sicherheit für den Reaktordruckbehälter bis zum Ende der geplanten Betriebsdauer sichergestellt.



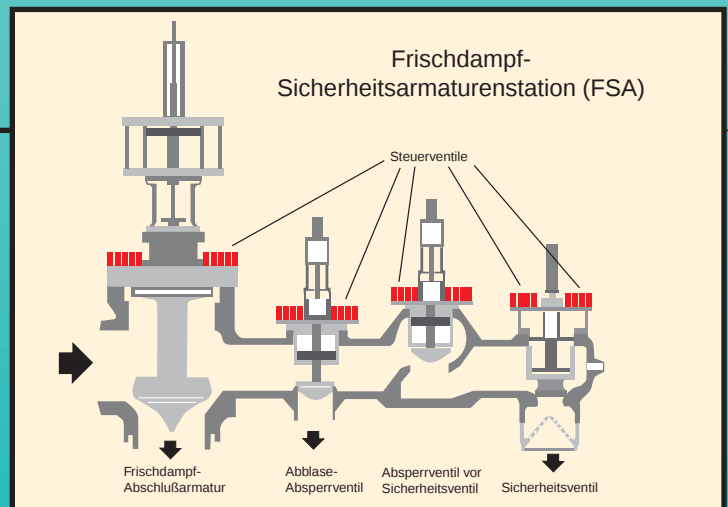
Wieviel ist genug?

Von der Wissenschaft
der Probabilistik



Die Ausgangslage

Die Frischdampf-Sicherheitsarmaturenstation (FSA-Station) eines Druckwasserreaktors ist eine Sicherheitseinrichtung, an die sehr hohe Zuverlässigkeitsanforderungen gestellt werden müssen, da bei bestimmten Störfällen ein Abblasen von Dampf aus dem Sekundärkreislauf notwendig wird oder eine Absperrung erfolgen muß. Die dazu erforderlichen Armaturen (Sicherheitsventile, Absperrventile) sind bei einem großen Teil der deutschen Druckwasserreaktoren in einer kompakten Armaturenstation, der FSA-Station, integriert. Bei anderen Kernkraftwerken sind die jeweiligen Armaturen als Einzelkomponenten konstruiert. Jeder Druckwasserreaktor mit FSA-Station hat für jeden Dampferzeuger eine solche Armaturenstation. Es stehen insgesamt vier FSA-Stationen mit acht Möglichkeiten zur Verfügung, mit denen der Dampf aus den Dampferzeugern so abgeleitet werden kann, daß die Anlage nicht gefährdet wird.

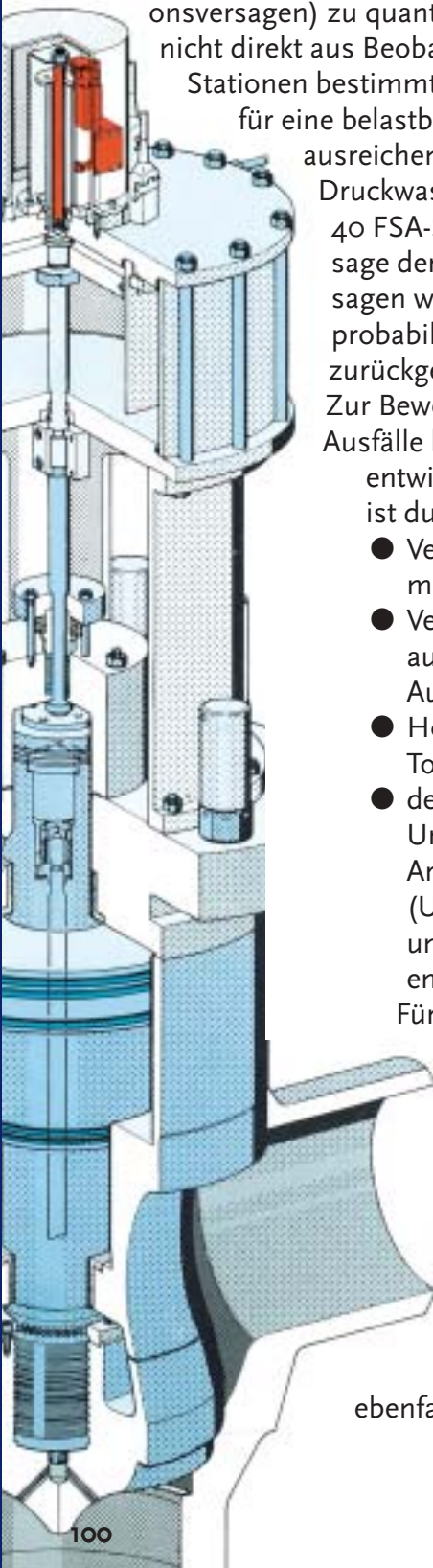


Der Sachverhalt

In einer ersten Einschätzung war die ausreichende Zuverlässigkeit der FSA-Station bei einem bestimmten Kernkraftwerk angezweifelt worden. Die Betriebserfahrung hatte Hinweise geliefert, daß mehrere Sicherheitsarmaturen gleichzeitig aufgrund der gleichen Ursache hätten ausfallen können.



Die Aufgabe für die GRS



Im Rahmen einer Sicherheitsanalyse hatte die GRS die Häufigkeit für ein Nichtöffnen dieser FSA-Station (Funktionsversagen) zu quantifizieren. Diese Häufigkeit kann nicht direkt aus Beobachtung der Erfahrungen mit FSA-Stationen bestimmt werden, da Betriebserfahrungen für eine belastbare Ausfallstatistik noch nicht ausreichen. Denn in den zwölf

Druckwasserreaktoren sind nur insgesamt 40 FSA-Stationen eingebaut. Zur Vorhersage der Häufigkeit für ein Funktionsversagen wird daher auf die Methoden der probabilistischen Sicherheitsanalyse zurückgegriffen.

Zur Bewertung gemeinsam verursachter Ausfälle hat die GRS einen eigenen Ansatz entwickelt, der charakterisiert ist durch:

- Verwendung der Betriebserfahrung mit ähnlichen Komponenten,
- Verwendung von Betriebserfahrung auch mit kleineren Zahlen von Ausfällen,
- Hochrechnung für tatsächliche Totalausfälle,
- detaillierte Bewertung von einzelnen Unterschieden zwischen den Armaturen der FSA-Stationen (Unterschiede in der Konstruktion und Möglichkeiten in der Fehlerentdeckung).

Für ihre Bewertung nutzte die GRS die gesamte Betriebserfahrung aus deutschen Kernkraftwerken. Aus den etwa 4 500 Berichten über meldepflichtige Ereignisse wurden alle herausgefiltert, bei denen Armaturen, ähnlich der in der FSA-Station, betroffen waren. Vergleichbare Vorkommnisse in ausländischen Anlagen wurden ebenfalls herangezogen. Die Bewertung

bezog sich auf die konstruktiven Unterschiede sowohl der Sicherheitsventile als auch der Absperrventile, die vor den Regelventilen angebracht sind. Ebenfalls bewertet werden mußten auch die unterschiedlichen Betriebsweisen der Magnetantriebe der Steuerventile. Dabei ergab sich eine kontroverse Diskussion bezüglich der Fragen, inwieweit Betriebserfahrungen mit anderen Armaturen bei der Bewertung der eingesetzten Armaturtypen herangezogen werden können und ob die einzelnen Armaturen tatsächlich so unterschiedlich sind, daß die gesamte FSA-Station nicht aufgrund einer einzigen Ursache ausfallen kann.

Diese Steuerventile geben den Weg frei für den Dampf, der das Abblaseabsperrentil öffnet (das Ventil ist „eigenmediumbetätigt“). Über das geöffnete Abblaseabsperrentil und das nachgeschaltete Regelventil kann der Dampf entweichen. Öffnet das Regelventil nicht, zum Beispiel wegen Motorschadens, wird bei weiter steigendem Druck das Sicherheitsventil in gleicher Weise geöffnet.

Die Analyse der GRS ergab, daß bei der untersuchten FSA-Station vor allem im Bereich der Ansteuerung der Sicherheits- und Absperrventile die Zuverlässigkeit nicht ausreichend ist. Obwohl für einen Totalausfall der FSA-Station im ungünstigsten Fall mindestens 20 Steuerventile versagen müßten (in jeder Steuerleitung eines), ist die Wahrscheinlichkeit für einen gemeinsam verursachten Ausfall nicht so gering, daß ein völliges Versagen praktisch ausgeschlossen werden kann.

FSA-Station – Aufgabe und Aufbau

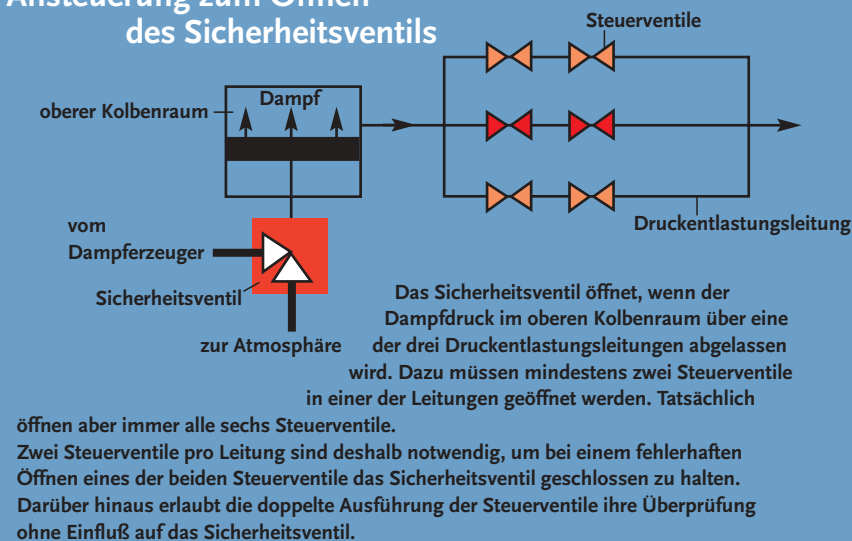
Die FSA-Station wird zur Beherrschung von Störfällen im Wasser-/Dampfkreislauf von Druckwasserreaktoren benötigt. Fällt die Turbine aus, werden die zuführenden Leitungen gesperrt und der heiße, energiereiche Dampf direkt in den Turbinenkondensator geleitet, um ihn dort abzukühlen. Fällt nun auch der Turbinenkondensator aus, weil z.B. die Flußwasserkühlung unterbrochen ist, muß der Dampf über die FSA-Station in die Atmosphäre abgelassen werden. Eine weitere wichtige Aufgabe ist die Absperrung der Dampfleitung im Falle eines Leitungsbruchs. Die FSA-Station ist je Dampferzeuger einmal vorhanden. Bei jeder FSA-Station gibt es zwei Möglichkeiten zur Dampfabgabe: Entweder öffnet das Abblaseabsperrventil und das dahinter gelagerte Regelventil oder statt dessen das Sicherheitsventil. Diese Ventile werden gesteuert von mehreren hintereinander und nebeneinander angeordneten Steuerventilen.

Magnetantrieb

Hier wird das Prinzip genutzt, daß ein Elektromagnet einen Eisenkern anzieht. Ist zum Beispiel der Kegel eines Ventils mit einem Eisenkern verbunden, wird beim Ein- bzw. Ausschalten des Stroms der Eisenkern bewegt und in der Folge das Ventil geöffnet oder geschlossen.

Insgesamt stehen zum Öffnen der Ventile pro FSA-Station fünf Steuerleitungen zur Verfügung. Zu jeder Leitung gehören zwei Steuerventile, die mittels Magnetantrieb bewegt werden. Insgesamt verfügt eine FSA-Station für den Öffnungsvorgang über mehr als 25 Steuerventile. Steigt der Druck störfallbedingt, werden die Steuerventile vom Reaktorschutzsystem angesprochen.

Ansteuerung zum Öffnen des Sicherheitsventils



Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Wenn mehrere Komponenten mit gleichen oder ähnlichen Aufgaben aufgrund einer einzelnen Ursache ausfallen, so wird dies ein „abhängiger Ausfall“ genannt. Unterschieden werden drei Arten von Abhängigkeiten: funktionelle Abhängigkeit, z.B. bei gemeinsamer Stromversorgung; Folgeausfälle, z.B. durch einen Brand; gemeinsam verursachte Ausfälle, z.B. bei Baugleichheit. In probabilistischen Sicherheitsanalysen werden Ausfälle aufgrund funktioneller Abhängigkeiten oder als Folge anderer Ereignisse gesondert beschrieben. Bei den GVA aber müssen Wahrscheinlichkeiten zugrunde gelegt werden. Die Grundlage bildet eine statistische Auswertung von beobachteten, als GVA zu wertenden Ereignissen. Wegen der Seltenheit der GVA-Ereignisse müssen auch Ereignisse hinzugezogen werden, bei denen zwar nur eine von mehreren Komponenten ausgefallen war, wo aber Anzeichen vorlagen, daß mehrere Komponenten von der gleichen Ursache betroffen waren (potentielle GVA).

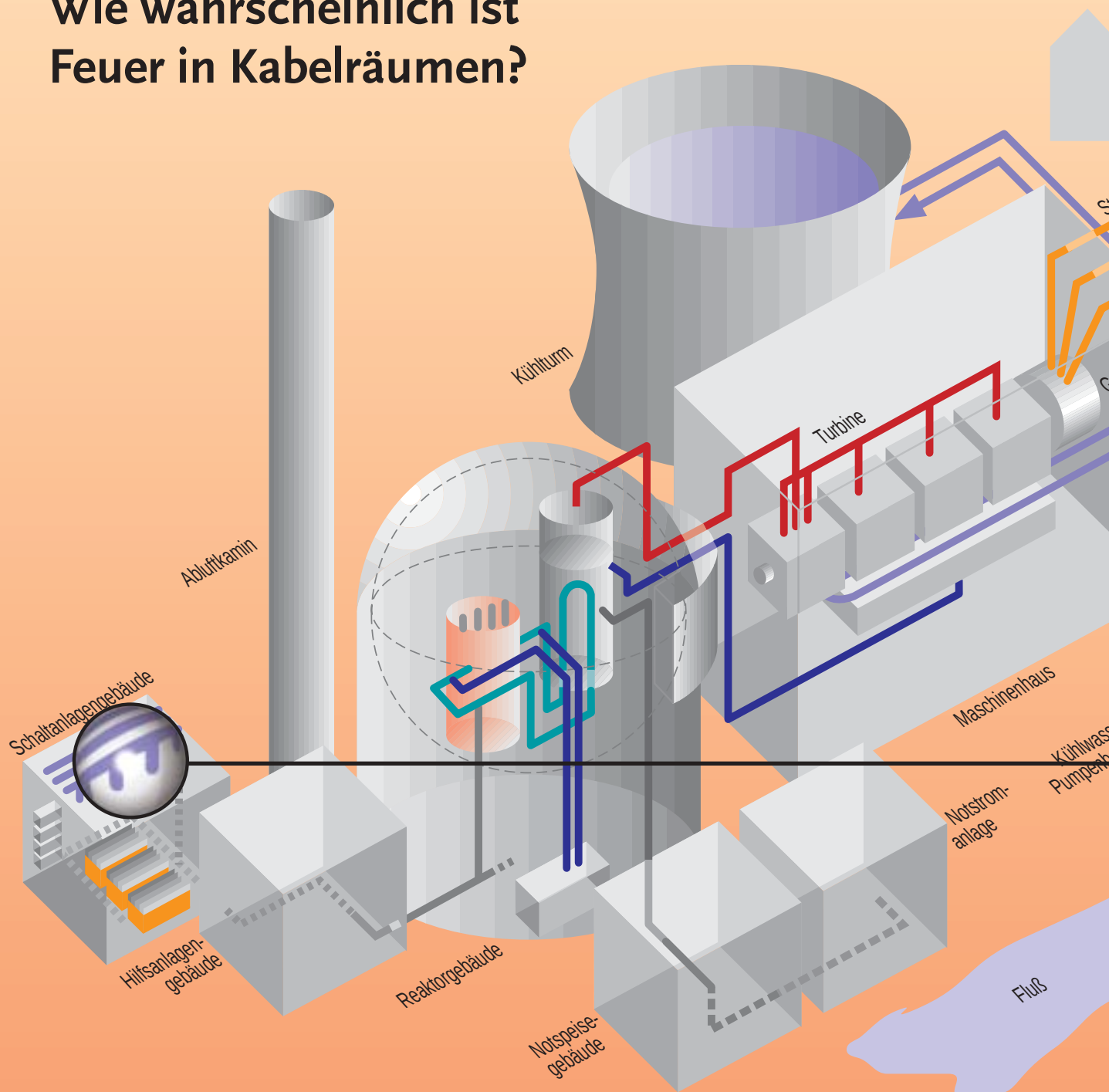
Die Empfehlung der GRS

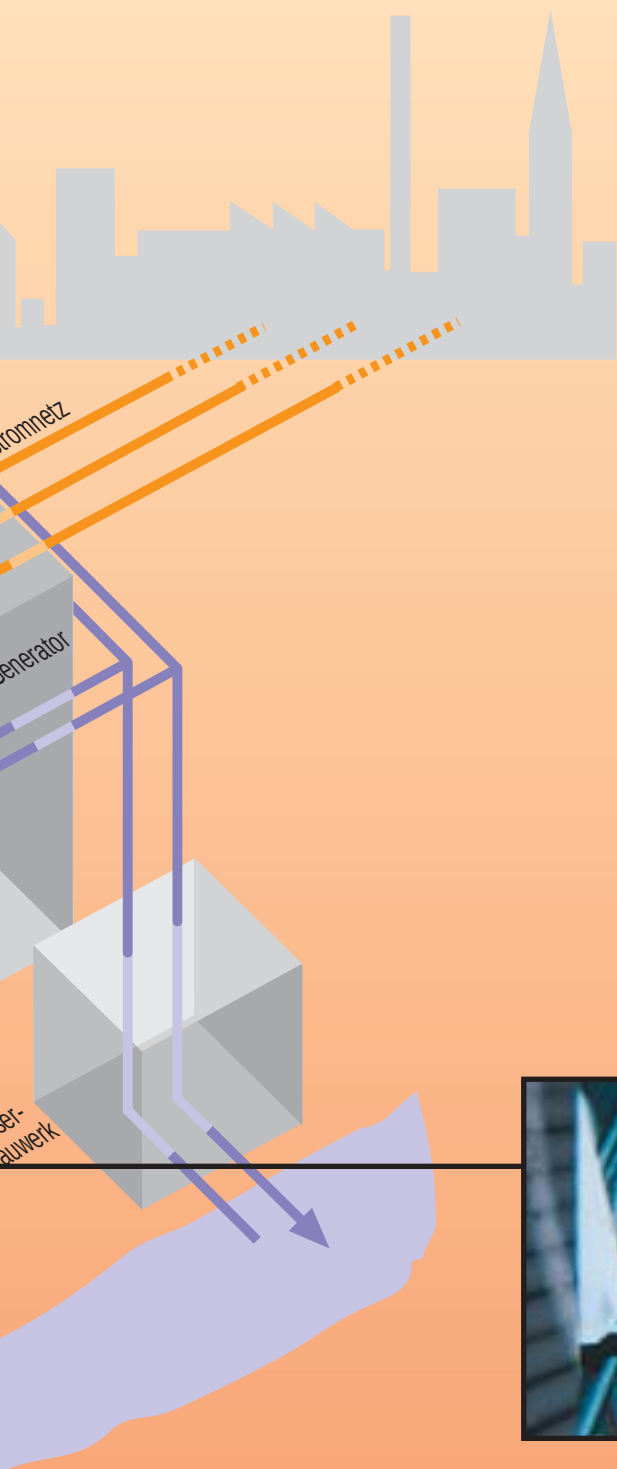
Als Maßnahme empfahl die GRS, sowohl für die Ansteuerung der Sicherheits- und der Absperrventile als auch für die Ventile selbst technische Lösungen zu finden, um die Zuverlässigkeit zu erhöhen. Dieser Empfehlung wurde entsprochen durch die Nachrüstung einer zusätzlichen Möglichkeit zur Dampfabgabe, die nach einem anderen physikalischen Prinzip arbeitet. Als Folge dieser Analyse der GRS wurde auch in den anderen deutschen Druckwasserreaktoren der Frage nach der sicheren Funktion der Frischdampfsicherheitseinrichtungen nachgegangen.



Heiße Konsequenzen

Wie wahrscheinlich ist
Feuer in Kabelräumen?





Die Ausgangslage

Brandschutz nimmt in Kernkraftwerken einen hohen Stellenwert ein. Das liegt unter anderem an den brennbaren Isolierungen von Kabeln. Dort, wo Ströme mit hohen Leistungen übertragen werden, kann ein Feuer nicht ausgeschlossen werden. Besonderes Augenmerk gilt natürlich Räumen, in denen sehr viele Stromkabel zusammenlaufen. Dazu gehören in älteren Kernkraftwerken die Räume mit den Rangierverteilern. In ihnen konzentrieren sich wesentliche elektrische und steuerungstechnische Einrichtungen. Es gehört zur ständigen Aufgabe, diesen Brandschutz kontinuierlich zu überprüfen und gegebenenfalls zu verbessern.

Der Sachverhalt

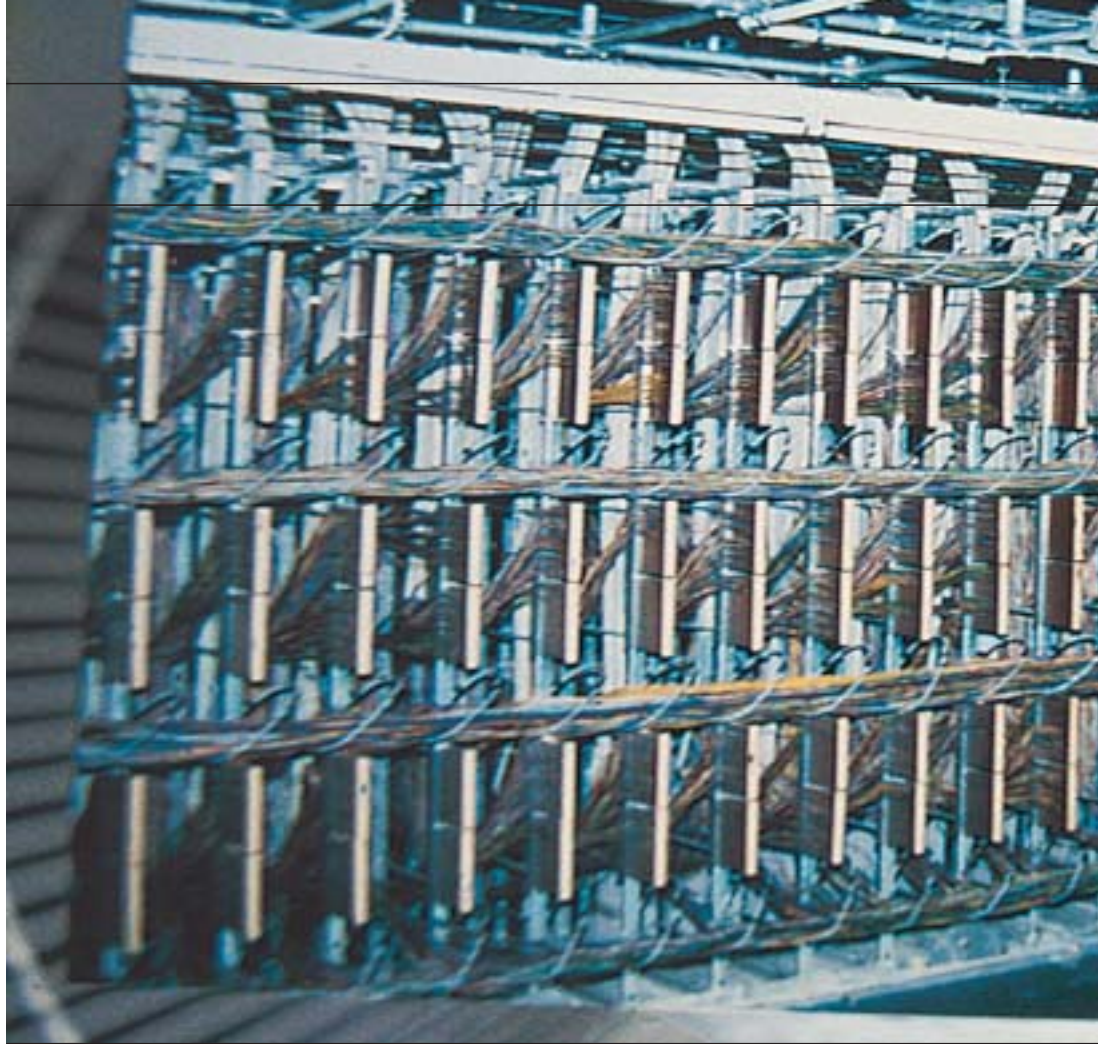
Für eine ältere Anlage wurde der Brandschutz in beiden Rangierverteilterräumen als unzureichend beurteilt und dadurch die Sicherheit der Anlage in Frage gestellt.



Rangierverteiler

Alle Kabel der Leittechnik zum und vom Reaktor und seinen Nebenanlagen passieren diese regalähnlichen Gebilde; in der betreffenden Anlage sind sie über zwei Räume im Schaltanlagengebäude verteilt.

Hier werden Daten und Signale zu den Einrichtungen, die sie bearbeiten sollen, weitergeleitet – wie Waggonen auf einem Rangierbahnhof. An den zumeist dünnadrigen Kabeln liegt für die Mehrzahl der Kabel eine Spannung von 24 Volt; die Stromstärken bewegen sich im allgemeinen im Bereich von Milliampere.



Die Aufgabe für die GRS

Die GRS war verschiedentlich mit dem Brandschutz dieses Kernkraftwerks befaßt.

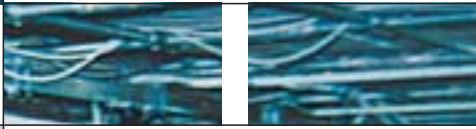
Sie wurde daher beauftragt, neuerlich zur Brandsicherheit dieses Kernkraftwerks Stellung zu nehmen und den sicherheitstechnischen Zustand zu beurteilen.

Von den Rangierverteilerräumen führen die Kabel in tiefer gelegene Geschosse oder in andere Gebäude; sie sind nach der Zuordnung ihrer Redundanz getrennt verlegt. Nach dem Auslegungskonzept der Anlage sind die Redundanzen 1 und 3

grundsätzlich von den Redundanzen 2 und 4 bautechnisch getrennt. Damit soll verhindert werden, daß alle vier Redundanzen durch ein einzelnes Ereignis, etwa ein Feuer, gemeinsam zerstört werden können. Innerhalb der Rangierverteilerräume besteht im Gegensatz dazu nur eine räumliche Trennung der beiden Redundanzgruppen. Ungeachtet unterschiedlich großer Abstände könnten also bei einem Brand in einem dieser Räume in der Tat alle zwei Redundanzgruppen betroffen sein.

Die unterschiedliche Vorgehensweise zum Schutz von Redundanzen ist in der historischen Entwicklung des Brandschutzes begründet. In älteren Kernkraftwerken werden die Redundanzen entweder durch bautechnische Trennung oder durch räumliche Trennung, verbunden mit Brandbekämpfungsmaßnahmen, geschützt. Bei neueren Kernkraftwerken werden die Redundanzen vorrangig bautechnisch getrennt.

Auf Grund dieser Entwicklung zeigt das betreffende Kernkraftwerk eine Abweichung gegenüber den neueren Regelwerksanforderungen. Die GRS hatte die sicherheitstechnische Bedeutung, insbesondere dieser Abweichung, zu beurteilen.



Im Unterschied zu der vorliegenden Bewertung, die vorrangig auf Schwächen in der Brandbekämpfung abhob, wurde von der GRS eine umfassende Bewertung vorgenommen. Diese beinhaltet nicht nur eine Bewertung der brandspezifischen Einflußgrößen, wie Entzündungswahrscheinlichkeit, Brandausbreitung und Brandbekämpfung. Die Bewertung umfaßte vielmehr auch die Einflüsse auf die Sicherheitseinrichtungen sowie deren Funktion und Zuverlässigkeit im Falle eines Feuers.

Bei einer älteren Anlage ist ein formales Anwenden des kern-technischen Regelwerks nicht sinnvoll. Es schreibt spezielle technische Lösungen vor, die sich in Altanlagen auch mit anderen Mitteln erreichen lassen.

Von der GRS wurde deshalb die Brandsicherheit in den Rangierverteilterräumen nicht durch einen Vergleich mit neueren Regeln beurteilt, sondern es wurde geprüft, ob die grundlegenden Sicherheitsanforderungen, welche ein Kernkraftwerk nach dem gestaffelten Sicherheitskonzept erfüllen muß, auch in diesem Fall eingehalten wurden. Dabei gilt: Grundlegende Sicherheitsanforderungen sind zuverlässig zu erfüllen, mit welchen technischen Mitteln dies erreicht wird, ist zweitrangig.

Ob die grundlegenden Sicherheitsanforderungen erfüllt werden, wird in der Regel mit ingenieurtechnischen Untersuchungen nachgewiesen. Mit der probabilistischen Sicherheitsanalyse steht eine weitere Nachweismethode zur Verfügung. Dabei wird untersucht, ob die Wahrscheinlichkeit für auslegungsüberschreitende Ereignisse hinreichend klein ist.

Bei der Bewertung der Brandsicherheit in den Rangierverteilterräumen wurden sowohl ingenieurtechnische als auch probabilistische Untersuchungen nach den Ebenen 1 bis 4 des gestaffelten Sicherheitskonzepts vorgenommen.

Die Ebenen 1 und 2 dienen der Verhinderung von Störfällen. Dementsprechend ist das Ziel die Vermeidung eines Brandes in den fraglichen Räumen. Dies wird erreicht durch

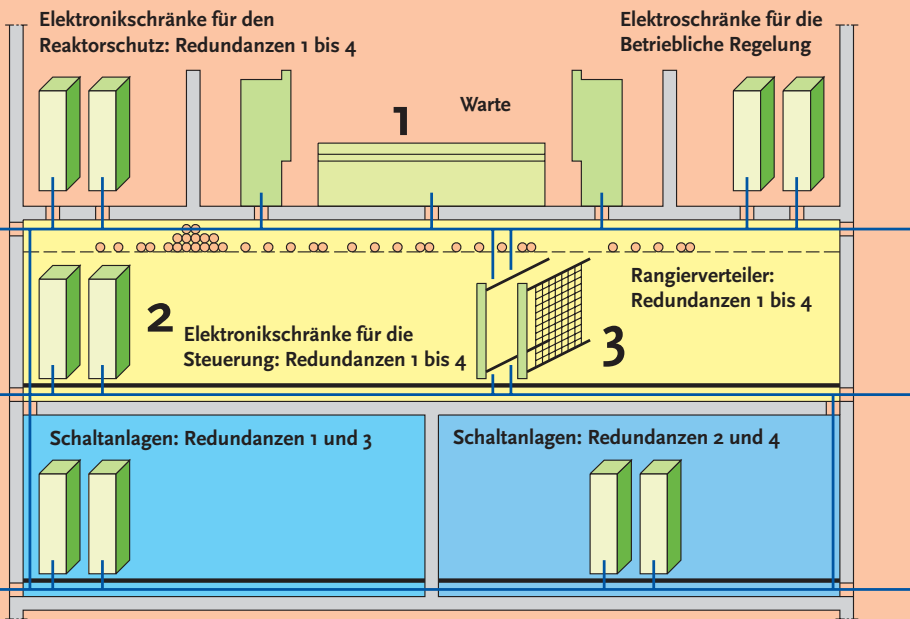
- sichere elektrotechnische Auslegung und Absicherung der Kabel,
- konsequentes Vermeiden leichtentzündlicher Materialien,
- Arbeitsanweisungen, die Zündquellen wie offenes Feuer (Schweißen) ausschließen sowie feuergefährliche Arbeiten, insbesondere während des Leistungsbetriebes der Anlage, vermeiden.

Bautechnische Trennung

Trennung durch bauliche Maßnahmen, wie Wände oder sonstige Strukturen mit einer festgelegten Feuerwiderstandsdauer.

Räumliche Trennung

Trennung durch Abstand.



1



2

3



Die ingenieurtechnischen Untersuchungen der GRS haben gezeigt, daß hierzu ausreichende Vorkehrungen getroffen worden sind.

Die Auswertung statistischer Daten und die Berücksichtigung präventiver Maßnahmen erbrachten eine sehr geringe Eintrittshäufigkeit für das Entstehen eines Brandes in diesen Räumen. In den Leittechnikschränken lag die Wahrscheinlichkeit bei „seltener als einmal in tausend Betriebsjahren“. Für die Kabelverteilungen ergab sich der Wert "seltener als einmal in zehntausend Betriebsjahren".

Ebene 3 hat das Ziel, Störfälle zu beherrschen, wenn sie denn auftreten. In dieser Ebene spielt die Zuverlässigkeit der Brandbekämpfung eine wesentliche Rolle.

Der Rangierverteiler befindet sich in der Nähe der Warte. Sollte dort ein Brand ausbrechen, warnen automatische, hochempfindliche Rauchmelder sehr frühzeitig das Wartenpersonal der sich in der Nähe befindlichen Warte. Dieses Personal ist zur schnellen Brandbekämpfung, insbesondere zum Löschen eines Feuers in einem Elektronikschrank, ausgebildet und mit

Im oberen Blockwartenteil des Schaltanlagengebäudes befindet sich die Warte mit ihren Nebenräumen und den zugehörigen Elektronikschränken für die Sicherheitsleittechnik (Reaktorschutzsystem) und die Regelung des normalen Reaktorbetriebes. Alle Kabel führen zu den darunterliegenden beiden Rangierverteilerräumen. Neben den Verteilern sind hier Elektronikschränke zur Ansteuerung betrieblicher und sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen installiert. Im Deckenbereich beider Räume hängen spezielle Tragroste, die dicht mit Leittechnik Kabeln belegt sind. Leistungskabel zur Übertragung höherer Spannungen und Stromstärken gibt es nur wenige. Die Isoliermaterialien der Kabel sind brennbar. Gegenüber der Menge an Isoliermaterial verlieren andere brennbare Stoffe an Bedeutung.

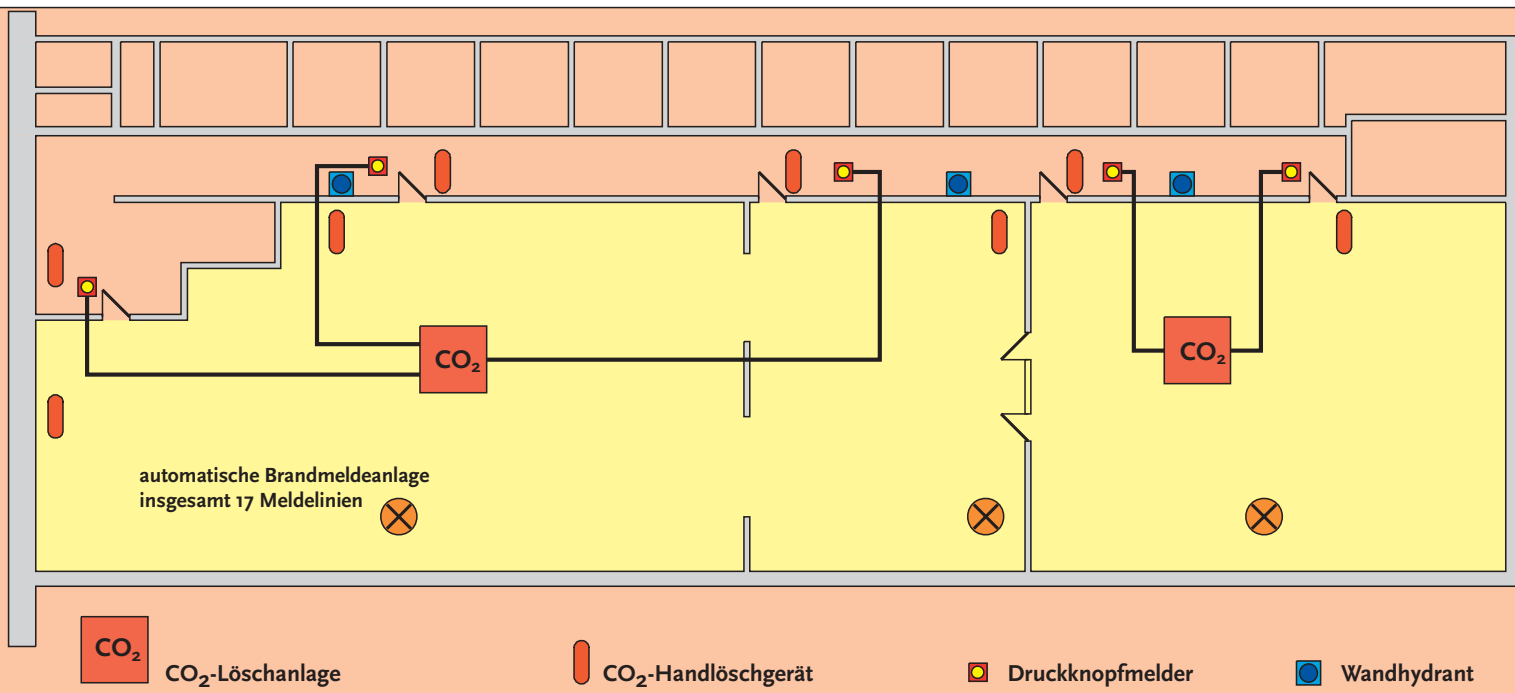
Handfeuerlöschgeräten ausgestattet. Weiter steht eine CO₂-Löschanlage zur Verfügung; sie kann von Hand per Knopfdruck im Eingangsbereich der Rangierverteilerräume ausgelöst werden. Ständig in Bereitschaft steht letztlich auch die Werksfeuerwehr.

Das Gedankenmodell: Es brennt. Die Rauchmelder alarmieren die Warte. Das Personal löscht mit tragbaren Geräten per Hand oder schaltet die CO₂-Anlage ein und ruft die Werksfeuerwehr.

Aus sicherheitstechnischer Sicht darf ein Feuer keinen Störfall mit Beeinträchtigung der Kühlung des Reaktors oder gar ein Freisetzen radioaktiver Stoffe auslösen. Das bedeutet, ein Feuer darf nicht mehr als eine Redundanzgruppe beschädigen. Die Beantwortung der tatsächlichen Fragen war allerdings ein wenig aufwendiger. Brandentwicklung, zeitlicher Ablauf der Bekämpfung und die Auswirkungen des Brandes waren zunächst ingenieurtechnisch zu untersuchen und zu bewerten. Zur Untermauerung ihrer eigenen Analysen ließ die GRS auch

Dämmschichtbildner

Dünne Beschichtung, die bei hoher Temperatur infolge eines Feuers zu einer dicken isolierenden („dämmenden“) Schutzbeschichtung aufquillt.



Schematischer Schnitt durch einen Rangierverteilteraum mit Angaben zu Brandschutzeinrichtungen

noch externe Experten eingehende theoretische und sogar experimentelle Untersuchungen zu Kabelbränden im allgemeinen und zu Brandverläufen in Rangierverteilteräumen durchführen.

Im Ergebnis:

- Es steht ausreichend Zeit für eine Brandbekämpfung zur Verfügung und
- die Zuverlässigkeit der Brandbekämpfung ist zwar ausreichend, aber verbesserungswürdig.

Ebene 4 des gestaffelten Sicherheitskonzepts fordert, Maßnahmen für auslegungsüberschreitende Anlagenzustände bereitzuhalten. Sie sollen die Anlage in einem solchen Fall in einen sicheren Zustand überführen. Sicherer Zustand heißt: Abschalten des Reaktors und sicherstellen, daß die Nachwärme abgeführt wird. Dazu stehen andere, nicht vom Brand betroffene Anlagenteile zur Verfügung.

Deren Zuverlässigkeit wurde unter der Voraussetzung „Ausfall aller Einrichtungen und Kabel in den Rangierverteilteräumen“ eingehend betrachtet. Selbst wenn berücksichtigt wird, daß die Sicherheitsfunktionen von nicht betroffenen Einrichtungen bei einer von 100 Anforderungen nicht zur Verfügung stehen, ist ein Brand mit Ausfall aller Sicherheitsfunktionen seltener als „einmal in zehn Millionen Betriebsjahren“. Die Eintrittswahrscheinlichkeit für einen solchen Unfall ist also nach Maßstäben der praktischen Vernunft vernachlässigbar klein.

Fazit

Von der GRS und den von ihr zugezogenen Experten wurde im Unterschied zu anderen Beurteilungen die Brandsicherheit der Rangierverteilteräume nicht in Frage gestellt. Die Beurteilung der GRS und der externen Experten ging von den räumlichen und technischen Gegebenheiten aus sowie von einer eingehenden Analyse des Zünd- und Brandverhaltens von PVC-Kabeln. Sie stellten fest, daß in den betreffenden Räumen des Kernkraftwerks eine ausreichende Brandsicherheit gegeben war. Dies stand in Widerspruch zu der vorgenommenen Beurteilung bei der eine extreme Feuergefährlichkeit der PVC-Kabel unterstellt und die folgenden systemtechnischen Auswirkungen überaus pessimistisch angenommen wurden.

Die Analyse zeigte gleichwohl verschiedene Möglichkeiten zur Optimierung des Brandschutzes in den Rangierverteilteräumen auf. Dazu gehören ein automatisches Auslösen der CO₂-Löschanlage und die Beschichtung bestimmter Kabelbereiche mit einem Dämmschichtbildner. Eine solche Optimierung des Brandschutzes wurde von der GRS empfohlen.

Schlagwörter

Abblasestation	75	Internationale Atomenergie		Seltene Ereignisse	11
Absperrschieber	33	Organisation (IAEO)	11, 13, 23, 24	Sicherheitsabstand	41, 93, 97
Aktivierung	37	Internationale Bewertungsskala	25	Sicherheitsbehälter	10, 83ff
Anlageninterner Notfallschutz	9, 32	Jahresgrenzwert	8	Sicherheitsebenen	9
Aufsichtsverfahren	12	Kernschaden	43	Sicherheitsindikator	40, 45
Aufsichtsbehörde	13, 23	Kernschadenzustand	41	Sicherheitsniveau	12, 13, 31, 45
Auslegungstörfall	10, 11	Kernspaltung	8, 29	Sicherheitsstudien	45
Austenitischer Stahl	37, 49ff, 56	Korrosion	68, 70, 79	Sicherheitstechnische Einrichtungen	14
Barrieren	9, 10	Kühlmittelverlust	28, 85, 87	Siedewasserreaktor	7, 15, 85
Batterie	65, 66, 68ff	Leck	55, 56, 59, 60, 82	Sievert	35
Betreiber	13	Leistungsreduktion	28, 29	Simulationsanlage	96
Betriebsdaten	18	Materialermüdung	58	Standorte	6
Betriebserfahrung	31, 33, 36, 100	Materialprüfung	50, 51	Stellitierung	75
Betriebsergebnis	18	Meldekategorien	22	Steuerstab	29
Brandschutz	103ff	Meldepflichtige Ereignisse	22, 23, 25, 44	Stillstandszeiten	16, 18, 20
Brennelement	76ff	Meßleitung	84ff	Störfall	10, 11, 14, 24, 28, 32, 64, 85, 87, 93
Brennelementwechsel	21	Moderator	29	Störung	10, 24
Brennstabhüllrohre	10, 77ff	Nachrüstmaßnahmen	31, 33	Stoßbremse	61
Bruchmechanik	93, 95	Neutronen	29, 36, 37	Strahlenexposition	8, 34ff
Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)	13, 25	Neutronenbestrahlung	91	Strahlenschutzverordnung	35
Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)	13, 24, 25	Not- und Nachkühlsystem	14, 56	Systematischer Fehler	23
Deterministische Bewertung	12	Noteinspeisesystem	14	Systemschadenzustand	41, 44, 45
Dosimeter	35	Notstandssystem	32	Technischer Überwachungs-	
Dosis	35ff	Notstromdiesel	67	Verein (TÜV)	21, 25
Druckwasserreaktor	7, 14	Notstromsystem	14	Thermoschock	93
Eigenbedarfsversorgung	67	Notstromversorgung	63ff, 69ff	Transiente	29
Entlastungssystem	15	Nuclear Energy Agency (NEA)	23, 24	Tschernobyl	24
Erdbeben	61	Nutzung der Kernenergie	17	Turbine	17
Ermüdungsbruch	61	Öffentlichkeit	24, 25	Überwachungsproben	91
Fehlerbaum	43	Organisation für wirtschaftliche Entwicklung und Zusammenarbeit (OECD)	13, 23, 24	Unfall	24
Feuer	103	Precursor-Analyse	40ff	Ventil	57, 61, 72ff, 99ff
Flugzeugabsturz	11	Probabilistische Bewertung	12, 98ff	Verfügbarkeit	18, 19
Gebäudeabschlußsystem	14	Probabilistische		Vergiftungssystem	15
Gestaffeltes Sicherheitskonzept	9, 11	Sicherheitsanalyse (PSA)	12, 41ff	Versprödung	90ff
Gleichrichter	63ff	Prüfungen	21	Volumenregelsystem	60
Inbetriebnahme	18	Rangierverteiler	103ff	Wahrscheinlichkeit	40ff
Incident Reporting System (IRS)	23, 25	Reaktordruckbehälter	10, 88ff	Wartungsmaßnahmen	21
Informationsaustausch	24	Reaktorschnellabschaltung (RESA)	14, 26ff	Weiterleitungsnachricht	21, 23
Informationsfluß	25	Reaktorschutzsystem	14	Werkstoff	57
Inhärente Sicherheit	11	Reaktorsicherheit	8, 11	Wiederholungsprüfung	31
Installierte Leistung	17	Regelwerk	12, 94	Wirkungsgrad	17
Interkristalline Spannungsrißkorrosion	53	Revision	21, 36	Zähigkeit	91
International Nuclear		Riß	47ff, 57, 72ff, 93ff	Zerstörungsfreie Prüfung	95, 97
Event Scale (INES)	24, 25	Schutzkonzept	9	Zusatzboriersystem	14
International Safety		Schutzziele	8	Zuverlässigkeit	41
Advisory Group (INSAG)	11	Schweißnaht	47ff, 96		

Bildnachweis

AEG-Telefunken: 65; auma: 40; Bayernwerk: 20, 21; Bundesamt für Strahlenschutz: 11; Fotostudio Klimmer GmbH: Titelblatt; Hagen Batterien: 66, 70, 71; Kernenergie in Deutschland: 14, 34, 36, 38, 74, 78, 79; Kernkraftwerk Biblis: 14, 45, 80; Kernkraftwerk Grafenrheinfeld: 14; Kernkraftwerk Grohnde: 14, 19, 32; Kernkraftwerk Gundremmingen: 16; Kernkraftwerk Mühlheim-Kärlich: 21, 64, 90; Kernkraftwerk Neckar: 17, 29, 35, 41, 67; Kernkraftwerk Obrigheim: 30, 31, 78, 86, 94; Kernkraftwerk Philippsburg: 17, 26, 33, 61, 66, 85; Siemens KWU: Titel, 15, 28, 30, 44, 48, 49, 50, 51, 52, 80, 81, 95

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon (02 21) 20 68-0
Telefax (02 21) 20 68-888

Forschungsinstitute
85748 Garching b. München
Telefon (089) 3 20 04-0
Telefax (089) 3 20 04-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon (030) 8 85 89-0
Telefax (030) 8 85 89-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon (05 31) 80 12-0
Telefax (05 31) 80 12-200

www.grs.de