

BERICHTE DER SNG ZUR KERNENERGIE
RAPPORTS DE LA SHSN SUR L'ENERGIE
NUCLEAIRE

P 30084

5

Beiheft zum Bulletin 1982/1 der Schweizerischen Naturforschenden Gesellschaft
und der Schweizerischen Geisteswissenschaftlichen Gesellschaft
Supplément au Bulletin 1982/1 de la Société Helvétique des Sciences Naturelles
et de la Société Suisse des Sciences Humaines

Bereits erschienen auf deutsch und französisch:

Strahlengefährdung durch Kernkraftwerke

(Erster Bericht) von Richard Braun, Hedi Fritz-Niggli, Werner Schmid, Pierre A. Tschumi, Gerhard Wagner, Rudolf Weber

Die thermischen Auswirkungen von Kernkraftwerken

(Zweiter Bericht) von Theo Ginsburg, Dieter Imboden, André Junod, Bruno Messerli, Matthias Winiger

Emission radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken im Normalbetrieb

(Dritter Bericht) von Josef Halter, Otto Huber, Heinz Hugo Loosli, Hans Oeschger, Guelfo Poretti, Jean Rossel, Albert Sittkus, Werner Stumm

Die Lagerung radioaktiver Abfälle

(Vierter Bericht) von Lukas Hauber, Rudolf Häusermann, Theodor Hügi, Werner Hunzinger, Heinrich Jäckli, Claude Lunke, Claude Vuilleumier

Physikalische und technische Grundlagen der Kernenergie

(Fünfter Bericht) von Jean Claude Courvoisier, Heini Gränicher, Gérard de Haller, Hans-Rudolf Lutz, Hans Oeschger, Jean Rossel

Die Wahl des Standortes von Kernkraftwerken

(Sechster Bericht) von Franz Allemann, Herbert Lang, Dieter Mayer-Rosa, Erich Nagel, Heinz Wanner

Der Brennstoffkreislauf der Leichtwasserreaktoren

(Siebenter Bericht) von Mario Camani, Alain Colomb, Hans-Rudolf Lutz, Jacques Rognon, Peter Sonderegger, Marc-André Stoll

Die Sicherheit der nuklearen Energieerzeugung

(Achter Bericht) von Andreas F. Fritzsche, Gérard de Haller, Werner Nahm (französische Fassung in Bearbeitung)

In Bearbeitung:

Alternative Energien

Zu beziehen beim Generalsekretariat der SNG, Hirschengraben 11,
3001 Bern, Telefon 031 22 33 75

BERICHTE DER SNG ZUR KERNENERGIE RAPPORTS DE LA SHSN SUR L'ENERGIE NUCLEAIRE

K 5

P 30084 5, 1982-

SCHWEIZERISCHE
BIBLIOTHEQUE NATIONALE SUISSE
BIBLIOTECA NAZIONALE SVIZZERA



Copyright © 1982 by Schweizerische Naturforschende Gesellschaft, Bern
Printed in Switzerland



Herausgegeben von der Schweizerischen Naturforschenden Gesellscha
(Schweizerische Akademie der Naturwissenschaften)
Publié par la Société Helvétique des Sciences Naturelles
(Académie Suisse des Sciences)

SCHWEIZERISCHE BIBLIOTHEK
BIBLIOTHEQUE NATIONALE SUISSE



OTHER

BIBLIOTHÈQUE NATIONALE SUISSE

BIBLIOTECA NAZIONALE SVIZZERA

Copyright © 1982 by Schweizerische Naturforschende Gesellschaft, Bern
Printed in Switzerland

Zum Geleit	5
----------------------	---

Einführung	7
----------------------	---

8. Bericht

Die Sicherheit der nuklearen Energieerzeugung	9
---	---

Die Arbeiten, die ohne Verzug an die Hand genommen wurden, sind noch nicht abgeschlossen. Indessen liegen seit einiger Zeit Resultate vor, die nicht länger unveröffentlicht bleiben sollen. Der derzeitige Berner Ausschuss der SNG beschloss deshalb, die vorhandenen Berichte in Beilagen zum «Bulletin» der SNG und ihrer Schwesterorganisation, der Schweizerischen Geisteswissenschaftlichen Gesellschaft, laufend zu veröffentlichen. Er dankt der SGG für ihr bereitwilliges Einverständnis.

Die Verantwortung für die einzelnen Berichte tragen ausschliesslich die sie unterzeichnenden Wissenschaftler. Die Berichte gelten nicht als offizielle Stellungnahme der SNG; sie tritt bloss als Herausgeberin auf.

Den Wissenschaftlern, die sich an den verschiedenen Arbeitsgruppen beteiligten und sich weiterhin zur Verfügung stellen, gebührt für ihren Einsatz und ihre Verständigungsbereitschaft aufrichtiger Dank. Die Schweizerische Naturforschende Gesellschaft übergibt ihre Berichte der Öffentlichkeit in der Hoffnung, sie möchten Beachtung finden und zur Verrückelung der Auseinandersetzung um die Kernkraftwerke in unserem Lande beitragen.

Prof. E. Niggli
Zentralpräsident der SNG

Seit die Kontroverse um Nutzen und Schaden von Kernkraftwerken entbrannt ist, geschieht es, dass Wissenschaftler in der Öffentlichkeit widersprüchliche Ansichten vertreten, wobei sie zugleich ihre wissenschaftliche Autorität ins Spiel bringen. Damit wird das Bestreben um Sachlichkeit, das alle Wissenschaft auszeichnen sollte, kompromittiert. Angesichts der grossen Bedeutung, die dem Problemkreis Atomkernenergie — neben anderen grossen Problemen — heute beizumessen ist, nahm der ehemalige Genfer Ausschuss der Schweizerischen Naturforschenden Gesellschaft an dieser Lage Anstoss. Er ging von der Überzeugung aus, dass es möglich sei, auf wissenschaftlicher Ebene Gegner und Befürworter von Kernkraftwerken, wie auch Neutrale, in strittigen Punkten zu einem Konsens zusammenzuführen. Im Frühsommer 1975 fasste der Ausschuss daher den Entschluss, Arbeitsgruppen aus Fachleuten verschiedener Einstellung zu bilden mit dem Auftrag, zu bestimmten mit den Kernkraftwerken verbundenen Fragen wissenschaftliche Antworten zu suchen, denen alle Beteiligten zustimmen vermögen. Dass diese Bestrebungen in einzelnen Punkten zu dem Ergebnis führen könnten, es gebe vom rein wissenschaftlichen Gesichtspunkt aus zur Zeit keine gesicherte Antwort, wurde ausdrücklich in Kauf genommen.

Die Arbeiten, die ohne Verzug an die Hand genommen wurden, sind noch nicht abgeschlossen. Indessen liegen seit einiger Zeit Resultate vor, die nicht länger unveröffentlicht bleiben sollen. Der derzeitige Berner Ausschuss der SNG beschloss deshalb, die vorhandenen Berichte in Beiheften zum «Bulletin» der SNG und ihrer Schwesterorganisation, der Schweizerischen Geisteswissenschaftlichen Gesellschaft, laufend zu veröffentlichen. Er dankt der SGG für ihr bereitwilliges Einverständnis.

Die Verantwortung für die einzelnen Berichte tragen ausschliesslich die sie unterzeichnenden Wissenschaftler. Die Berichte gelten nicht als offizielle Stellungnahme der SNG: sie tritt bloss als Herausgeberin auf.

Den Wissenschaftlern, die sich an den verschiedenen Arbeitsgruppen beteiligten und sich weiterhin zur Verfügung stellen, gebührt für ihren Einsatz und ihre Verständigungsbereitschaft aufrichtiger Dank. Die Schweizerische Naturforschende Gesellschaft übergibt ihre Berichte der Öffentlichkeit in der Hoffnung, sie möchten Beachtung finden und zur Versachlichung der Auseinandersetzung um die Kernkraftwerke in unserem Lande beitragen.

Prof. E. Niggli
Zentralpräsident der SNG

Einführung

Veranlassung

Angeichts der Kontroversen, welche *über die friedliche Nutzung der Kernenergie* entbrannt sind, ist die Öffentlichkeit ziemlich verunsichert. Zu den Stellungnahmen aus allen Richtungen gesellen sich die widersprüchlichsten Informationen; sogar die Meinungen der Wissenschaftler scheinen nicht übereinzustimmen.

Nun ist zu bemerken, dass die Uneinigkeit nicht die wissenschaftlichen Tatsachen, sondern deren Anwendung und die daraus geschlossenen Voraussagen betrifft. *Es handelt sich also eher um eine Meinungsdebatte als um eine wissenschaftliche Diskussion.*

Die Schweizerische Naturforschende Gesellschaft SNG ist eine unabhängige Organisation, die für die Schweiz die Stellung einer Naturwissenschaftlichen Akademie einnimmt. *Sie hat sich zum Ziel gesetzt, der nicht spezialisierten Öffentlichkeit eine sichere und objektive Information zu vermitteln*, unabhängig von jedem Interesseneinfluss und ohne jede philosophische, soziale oder politische Tendenz.

Die Gruppe «Kernenergie» der SNG nimmt selber nicht Stellung. *Sie legt nur wissenschaftliche Tatsachen vor.* Selbstverständlich spielen zahlreiche nicht die exakten und Naturwissenschaften betreffende Gesichtspunkte in die Nukleardebatte hinein. *Es ist jedoch nicht Sache der SNG*, die ökonomischen (Energiebedarf, Expansion, Rentabilität usw. betreffende) oder sozialpolitischen Aspekte zu behandeln.

Thema

Bei der Kernenergieproduktion ist die Sicherheit von entscheidender Bedeutung. Es handelt sich um ein beunruhigendes und kontroverses Problem, dessen rationale Beurteilung durch die Unsicherheit erschwert wird, so dass eine objektive Information mehr denn je nottut.

Dies bezweckt auch unsere Publikation. Sie möchte es dem Leser ermöglichen, sich eine eigene begründete Meinung zu bilden über einen emotional aufgeladenen und daher heiklen Aspekt der Kernenergie.

Die vorliegende Arbeit fasst die sicherheitstechnischen Gesichtspunkte der in den «Berichten der SNG zur Kernenergie» behandelten Bereiche zusammen, wobei die Kenntnis der sieben vorangegangenen Berichte das Verständnis erleichtern dürfte. Wir verweisen besonders auf die Berichte

«Physikalische und technische Grundlagen der Kernenergie», «Emission radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken im Normalbetrieb», «Strahlengefährdung durch Kernkraftwerke», «Der Brennstoffkreislauf der Leichtwasserreaktoren», «Die Lagerung radioaktiver Abfälle».

Im Vordergrund stehen dabei die Verhältnisse in der Schweiz und im Westen sowie die *Leichtwasserreaktoren*. Kapitel 3.5 behandelt zusätzlich den *schnellen Brutreaktor*, da ein solcher in unmittelbarer Nähe unseres Landes im Bau steht.

Arbeitsweise

Die Informationen wurden durch eine Arbeitsgruppe der SNG zusammengestellt, welche deren wissenschaftliche Richtigkeit garantiert. Die Quellen sind sowohl im Text als auch im Literaturverzeichnis am Ende des Berichtes angeführt.

Wie alle anderen Berichte zur Kernenergie wird auch dieser mit der Zustimmung von «*kernenergiefreundlichen*» und «*kernenergiefeindlichen*» *Wissenschaftlern* publiziert.

Die Arbeitsgruppe war 1978 unter dem Vorsitz von Dr. Gerhart Wagner, Biologe, konstituiert worden und bestand zuerst aus den Herren Hansheiri Brunner, Physiker, Zürich, Dr. Andreas F. Fritzsche, Ingenieur, Winterthur, Kurt Küffer, Ingenieur, Ennetbaden, und einem Kernenergiegegner. In der Folge wurde die Gruppe durch zwei weitere Kernenergiegegner erweitert. Durch die Besonderheit der Problemstellung waren ihre Mitglieder erheblichen Spannungen ausgesetzt; einzelne traten aus. Im Juli 1980 lag das Material für den Bericht vor. Die Endredaktion wurde darauf einer Dreiergruppe anvertraut, der Dr. A. F. Fritzsche, Ingenieur, Winterthur, für die Befürworter, Dr. W. Nahm, Physiker, Genf, für die Gegner, sowie der Koordinator der Arbeitsgruppe «Kernenergie» der SNG angehörten. Diese drei Redaktoren übernehmen die Verantwortung für die vermittelte Information und die Objektivität des Berichtes. Professor Jean Rossel, Physiker, Neuenburg, hat das Kapitel über die Sicherheit der schnellen natriumgekühlten Reaktoren (Kapitel 3.5) kritisch durchgesehen und genehmigt.

Wir danken allen Mitgliedern der Arbeitsgruppe, den konsultierten Experten und dem Generalsekretariat der SNG für den Einsatz und die zur Verfügung gestellte Zeit.

Genf, den 7. April 1982

Der Koordinator
der Arbeitsgruppe «Kernenergie»
Prof. G. de Haller

Die Sicherheit der nuklearen Energieerzeugung

1. Sicherheitspolitik	1
1.1 Gefahren bei der Gewinnung des Urans und der Herstellung des Brennelements	2
1.2 Überwachung und Erprobung	22
1.3 Umweltsicherung und Strahlenschutzüberwachung	23
2. Sicherheit beim Betrieb von Kernkraftwerken	24
2.1 Das Gefährdungspotential	24
2.2 Sicherheitsmaximalprinzip	27
2.3 Der Normalbetrieb	31
2.3.1 Betriebserfahrungen	31
2.3.2 Die Betriebshaltung	34
2.3.3 Instandhaltung und Qualitätssicherung	35
2.3.4 Die Radionuklide am Kraftwerksort	36
2.3.5 Überwachung der radioaktiven Abgaben	40
2.4 Stürfälle	41
2.4.1 Einleitung und Definitionen	41
2.4.2 Unfallkategorien und Stufensystem	45
2.4.3 Vorkehrungen in kerntechnischen Anlagen	49
2.4.4 Auswirkungen von Stürfen	56
2.4.5 Menschliche Unfälle	62
2.5 Sicherheit der schnellen neutronengetriebenen Reaktoren	75
3. Sicherheit bei der Entsorgung in der Kerntechnik	76
3.1 Speicherung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	79
3.2 Transport von bestrahlten Brennelementen und radioaktiven Abfällen	80
3.3 Stilllegung von Kernkraftwerken	81
4. Weisheit aus der Sicht der Gesetzgebung und der Behörden	84
4.1 Strahlenschutzvorschriften	84
4.1.1 Internationale Empfehlungen	84
4.1.2 Ziele für den Strahlenschutz bei KKW in der Schweiz	85
4.2 Vergleich mit anderen Energieerzeugungsarten	86
4.3 Zusammenfassung	87
Der Bericht wurde erarbeitet, zusammengestellt und gutgeheissen von	
Dr. Andreas F. Fritzsche, dipl. Ing. ETH, Winterthur	87
Prof. Dr. Gérard de Haller, Biologe, Genf	88
Dr. Werner Nahm, Physiker, Genf	91

Inhalt

Zusammenfassung	13
1. Sicherheit und Risiko	21
2. Gefahren bei der Gewinnung des Urans und der Herstellung der Brennelemente	
2.1 Uranbergbau und Erzaufbereitung	22
2.2 Urananreicherung und Brennelementherstellung	23
3. Sicherheit beim Betrieb von Kernkraftwerken	
3.1 Das Gefahrenpotential	24
3.2 Sicherheitsmassnahmen	25
3.3 Der Normalbetrieb	31
3.3.1 Betriebserfahrungen	31
3.3.2 Die Betriebsführung	34
3.3.3 Instandhaltung und Qualitätssicherung	35
3.3.4 Die Radioaktivität im Kernkraftwerk	36
3.3.5 Überwachung der radioaktiven Abgaben	40
3.4 Störfälle	41
3.4.1 Einleitung und Definitionen	41
3.4.2 Störfallkategorien und Störfallanalysen	43
3.4.3 Vorkommnisse in kerntechnischen Anlagen	49
3.4.4 Einwirkungen von aussen	56
3.4.5 Hypothetische Unfälle	62
3.5 Sicherheit der schnellen natriumgekühlten Reaktoren	73
4. Sicherheit bei der Entsorgung in der Kerntechnik	
4.1 Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle im KKW	79
4.2 Transport von bestrahlten Brennelementen und radioaktiven Abfällen	80
4.3 Stilllegung von Kernkraftwerken	81
5. Sicherheit aus der Sicht der Gesetzgebung und der Behörden	
5.1 Strahlenschutzvorschriften	84
5.1.1 Internationale Empfehlungen	84
5.1.2 Ziele für den Strahlenschutz bei KKW in der Schweiz	85
5.2 Aufgabe und Tätigkeit der Sicherheitsbehörden	86
5.2.1 Gesetzliche Grundlagen	86
5.2.2 Tätigkeit der Sicherheitsbehörden	87
6. Gesamtbeurteilung der Kernenergiesicherheit und Vergleich mit anderen Arten der Energieerzeugung	91

Anhang:	Der Unfall im Kernkraftwerk Three Mile Island-2.	
	Darstellung des Ereignisablaufs	97
Literatur		101
Abkürzungen		105
	1. Gefahren bei der Gewinnung des Urans und der Herstellung der Brennelemente	
	1.1 Uranabbau und Kernaufbereitung	22
	1.2 Urananreicherung und Brennelementherstellung	23
	2. Sicherheit beim Betrieb von Kernkraftwerken	
	2.1 Das Gefahrenpotential	24
	2.2 Sicherheitsmaßnahmen	27
	2.3 Der Normalbetrieb	31
	2.3.1 Betriebsstörungen	31
	2.3.2 Die Betriebsführung	34
	2.3.3 Instandhaltung und Qualitätsicherung	37
	2.3.4 Die Radioaktivität im Kernkraftwerk	38
	2.3.5 Überwachung der radioaktiven Abfälle	40
	2.4 Störfälle	41
	2.4.1 Einstufung und Definitionen	41
	2.4.2 Störfallkategorien und Störfallanalysen	43
	2.4.3 Vorkehrungen in kerntechnischen Anlagen	49
	2.4.4 Einwirkungen von außen	58
	2.4.5 Hypothetische Unfälle	62
	2.5 Sicherheit der schnellen neutronengetriebenen Reaktoren	73
	3. Sicherheit bei der Entsorgung in der Kerntechnik	
	3.1 Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	79
	3.2 Transport von festen, flüssigen, gasförmigen und radioaktiven Abfällen	80
	3.3 Stilllegung von Kernkraftwerken	81
	4. Sicherheit aus der Sicht der Gesetzgebung und der Behörden	
	4.1 Störsicherheitsvorschriften	84
	4.1.1 Internationale Empfehlungen	84
	4.1.2 Ziele für den Störsicherheitsplan bei KKW in der Schweiz	87
	4.2 Aufgabe und Tätigkeit der Sicherheitsbehörden	88
	4.2.1 Gesetzliche Grundlagen	88
	4.2.2 Tätigkeit der Sicherheitsbehörden	87
	5. Gesamtsituation der Kerntechniksicherheit und Vergleich mit anderen Arten der Energieerzeugung	91

Zusammenfassung

Sicherheit und Risiko

In der heutigen Welt haben nicht nur die politischen, wirtschaftlichen und militärischen, sondern auch die technischen Gefahren zugenommen. Jede Tätigkeit ist für den Menschen mit einem Risiko verbunden, so auch die Nutzung der Kernenergie. Ein Risiko geht aber nicht nur vom Betrieb eines Kernkraftwerkes aus, sondern alle Teile des Brennstoffzyklus, von der Gewinnung des Urans bis zur Endlagerung der radioaktiven Abfälle, tragen zu diesem Risiko bei.

Risiko der
Kernenergie

Um zu beurteilen, ob dieses Risiko annehmbar ist, muss es in Beziehung gesetzt werden zu anderen, geläufigeren Risiken, denen wir schon seit langem ausgesetzt sind. Im Vordergrund stehen dabei andere Arten der Energieerzeugung, die, zumindest teilweise, als Alternativen zur Kernenergie in Frage kommen. Die technischen Risiken sind annähernd quantifizierbar, die übrigen müssen auf anderer Ebene beurteilt werden.

Risikovergleiche

Erster Teil des Brennstoffzyklus

Mehr als ein Drittel des Gesundheitsrisikos geht vom ersten Teil des nuklearen Brennstoffzyklus aus (vergl. Tabelle 8). Unfälle und Strahlenspät Schäden der Arbeiter in den Uranminen stehen dabei im Vordergrund, die radioaktive Strahlung von Erzresten stellt aber auch für die Bevölkerung in der Umgebung eine Gefahr dar. Die Brennelementherstellung, eine anspruchsvolle Kleinindustrie, ist nur mit unbedeutenden Risiken verbunden. Hingegen fallen die konventionellen Unfallgefahren beim Bau der verschiedenen Anlagen des Brennstoffzyklus, so auch der Kernkraftwerke, erheblich ins Gewicht.

Uranbergbau

Brennelement-
herstellung

Bau der Anlagen

Grundsätze der Reaktorsicherheit

Das Gefahrenpotential eines Kernkraftwerkes liegt im grossen Inventar an radioaktiven Stoffen, welche während des Betriebes im Reaktorkern entstehen. Zur Gewährleistung einer ausreichenden Sicherheit muss verhindert werden, dass diese Stoffe, auch unter unwahrscheinlichen Störfallbedingungen, in gefährlichen Mengen nach aussen gelangen können. Dazu müssen sie einerseits wirksam eingeschlossen werden, andererseits muss die Kühlung des Reaktors jederzeit mit hoher Zuverlässigkeit gewährleistet sein.

Gefahren-
potential:
radioaktive
Stoffe

Einschluss
Kühlung

Um dieses Ziel zu erreichen, werden Sicherheitsmassnahmen auf drei Stufen eingesetzt:

präventive
Massnahmen

1) *Vermeidung von Störungen* durch präventive Massnahmen wie sachgerechte Konstruktion, ausreichende Dimensionierung, hohe Qualität bei Materialwahl, Fertigung und Montage, sorgfältige Ausbildung des Betriebspersonals und straffe Betriebsführung mit ständiger Zustandsüberwachung der Anlage (Qualitätssicherung). Der Reaktor begrenzt im übrigen einen Leistungsanstieg durch sein Temperaturverhalten selbsttätig.

aktive
Gegenwehr

2) *Begrenzung einer Störung*, wenn sie einmal eingetreten ist, durch Systeme zu deren frühzeitiger Erkennung, zur selbsttätigen Abschaltung des Reaktors und zur Abführung der Restwärme. Entscheidend tragen die mehrfache Ausführung (Redundanz) und die räumliche Trennung (Separation) dieser Paralleleinheiten zur Zuverlässigkeit der Funktion dieser Sicherheitssysteme bei, ebenso die Verwendung unterschiedlicher Komponenten (Diversifikation), das «fail-safe»-Prinzip sowie selbstüberprüfende elektrische Schaltungen. Ein Eingreifen des Betriebspersonals kann wesentlich zur Begrenzung einer eingetretenen Störung beitragen, stellt aber auch eine mögliche zusätzliche Fehlerquelle dar.

Einkapselung

3) *Eindämmung der Folgen*, wenn eine Störung nicht rechtzeitig aufgefangen werden konnte, durch Einschliessen der radioaktiven Stoffe hinter mehrere ineinandergeschachtelte Barrieren und die Installation von aktiven Sicherheitssystemen, z. B. für die Kernnotkühlung und die Nachwärmeabfuhr, samt den dazugehörenden Versorgungssystemen für Strom, Kühlwasser, etc. Im weiteren sorgen Filter- und Reinigungsanlagen für Luft und Wasser für die Rückhaltung von radioaktiven Stoffen, welche dennoch durch eine oder mehrere der Barrieren ausgetreten sein könnten.

Rückhaltung der
Radioaktivität

Der notwendige hohe Sicherheitsgrad ergibt sich erst aus der komplementären Wirkung dieser Vielfalt verschiedenartiger Massnahmen («tiefgestaffelte Verteidigung»).

Notfallschutz

Als weitere Massnahme dieser dritten Stufe sind die Alarm- und Schutzmassnahmen im Umkreis eines Kernkraftwerkes aufzufassen.

Betriebserfahrungen

Die bisherigen Betriebserfahrungen mit den schweizerischen Kernkraftwerken sind gut. Es traten keine Störungen auf, welche die Bevölkerung einer Gefahr ausgesetzt hätten. Die Abgaben von Radioaktivität an die Umgebung blieben wesentlich unter den zulässigen Limiten, und die Strahlenbelastung des Kraftwerkspersonals überschritt nie die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Grenzwerte.

Um die Wirksamkeit der genannten Sicherheitsmassnahmen zu überprüfen bzw. um die technischen Anforderungen an die Sicherheitssysteme festzulegen, wird eine grosse Zahl möglicher Störfälle untersucht. Bei den Störfällen, die im Kraftwerk entstehen können, unterscheidet man solche, bei denen eine Diskrepanz zwischen der Wärmeproduktion und der Wärmeabfuhr entsteht (Transienten) und solche, die mit einem Verlust von Kühlmittel verbunden sind.

Transienten
Kühlmittel-
verlust

Ein Kernkraftwerk wird aber auch gegen eine grosse Zahl möglicher Einwirkungen von aussen geschützt. Es wird so ausgelegt, dass es einem schweren Erdbeben oder dem Absturz eines Zivil- oder Militärflugzeugs widersteht. Der Schutz richtet sich auch gegen eine am Standort mögliche Überschwemmung, gegen Blitzeinschlag, sowie gegen Explosionen und Grossbrände, die in der Nähe entstehen könnten.

Einwirkungen
von aussen

Sicherungsmassnahmen gegen mögliche Einwirkungen Dritter haben den Schutz, den die im Hinblick auf die nukleare Sicherheit des Kernkraftwerkes getroffenen Massnahmen bereits bieten, zu ergänzen. Diese betreffen die Infrastruktur, das Personal und die Organisation und schliessen eine bewaffnete Betriebswache und den Einsatz der Polizei ein.

Terrorismus

Aufgrund der baulichen Sicherheitsmassnahmen sind Kernkraftwerke gegen konventionelle Waffen relativ gut geschützt. Sie könnten jedoch durch gewisse modernste Waffensysteme stark beschädigt werden. Wegen den unberechenbaren und möglicherweise katastrophalen Konsequenzen wäre ein solcher Angriff aber kein militärisch sinnvolles Ziel. Unter Inkaufnahme anderer Nachteile könnte die unterirdische Bauweise vermehrten Schutz gegen schwerste militärische Angriffe bieten.

Krieg

Vorkommnisse in kerntechnischen Anlagen

In allen Ländern besteht eine Meldepflicht an die Sicherheitsbehörden über Vorkommnisse im Bereich der Kerntechnik und diese werden auch in der Fachliteratur publiziert. Deren Analyse zeigt, dass die erläuterten Sicherheitsmassnahmen in der Praxis nicht überall mit der notwendigen Konsequenz realisiert sind, lassen sich doch bei allen Vorkommnissen nachträglich Mängel oder Verstösse feststellen. In allen Fällen hat bisher das Konzept der tiefgestaffelten Verteidigung schwerwiegende Folgen verhindert.

Meldepflicht

Veröffentlichung
mangelhafte
Realisierung der
Sicherheits-
grundsätze

Von den Vorkommnissen, die zu akuten Personenschäden, zu schweren Anlagenschäden oder zu unzulässigen Radioaktivitätsabgaben an die Umgebung geführt haben (vergl. Tabelle 4), sind nur wenige für den Betrieb

Relevanz für
Kernkraftwerke

heutiger Kernkraftwerke relevant. Alle Vorkommnisse mit Personenschäden zufolge nuklearer Ereignisse betrafen physikalische Experimente, chemische Anlagen oder Forschungs- und Versuchsreaktoren.

Harrisburg

Der einzige, ein kommerzielles Kernkraftwerk betreffende Unfall mit einer erhöhten radioaktiven Immission ereignete sich 1979 bei Harrisburg (vergl. Anhang). Die Reaktoranlage wurde dabei schwer beschädigt. Beim Betriebspersonal trat aber lediglich bei drei Personen eine leichte Überschreitung der zulässigen Quartalsdosis auf, und die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung werden einen vernachlässigbaren Einfluss auf die Gesundheit der Bevölkerung haben.

Sicherheitsbilanz

Es kann deshalb festgehalten werden, dass beim Betrieb kommerzieller Kernkraftwerke bisher keine Person in oder ausserhalb der Anlagen durch ein nuklear bedingtes Ereignis oder durch Strahlung nachweislich zu Schaden gekommen ist (im Einzelnen vergl. Seite 55 unten und Kapitel 6).

Sehr schwere Störfälle

Rasmussen-
bericht

Angesichts des Gefahrenpotentials von Kernkraftwerken ist es notwendig, auch die Möglichkeit extrem unwahrscheinlicher, sogenannter hypothetischer Unfälle zu untersuchen. Systematisch wurde dies erstmals in den USA in den 70er Jahren unternommen (Rasmussen-Bericht 1975). Das Risiko, d. h. die Wahrscheinlichkeit und die Höhe des möglichen Schadens infolge aller massgebenden Störfallabläufe, die zu einem Schmelzen des Reaktorkerns führen würden, wurde für zwei ältere Kernkraftwerke abgeschätzt. Das Ergebnis wurde in Risikokurven dargestellt wie sie Fig. 2 für akute Todesfälle wiedergibt.

akutes
Todesfallrisiko

Vergleich
anderer
Todesfallrisiken

In gleicher Weise ist dort auch das Todesfallrisiko für eine Reihe von natürlichen und durch die Technik bedingten Ursachen zum Vergleich dargestellt, obschon ein solcher Vergleich nicht immer sinnvoll ist. Danach ist das Risiko von akuten Todesfällen bei Unfällen in Kernkraftwerken um Grössenordnungen kleiner als das Risiko, durch ein Erdbeben, einen Grossbrand oder einen Flugzeugabsturz ums Leben zu kommen. Wie in der Kritik des Rasmussen-Berichtes hervorgehoben, sind diese Ergebnisse mit einer beträchtlichen Unsicherheit behaftet; die genannte Schlussfolgerung wird dadurch jedoch nicht in Frage gestellt.

Strahlen-
spätschäden

Bei einem schweren Kernkraftwerksunfall können aber zusätzlich zu den akuten Todesfällen auch weitere Folgen eintreten, wie sie sich bei anderen Grossunfällen im allgemeinen nicht einstellen, insbesondere verzögerte

Todesfälle zufolge Strahlenspät Schäden, genetische Schädigungen, aber auch eine lang andauernde radioaktive Kontamination eines Gebietes in der Umgebung des Werkes. Die Strahlenspät Schäden würden sich als eine gewisse Erhöhung der Krebshäufigkeit während eines Zeitraumes von 10 bis 40 Jahren nach dem Unfall äussern, was statistisch allerdings kaum nachzuweisen wäre.

Mit derselben Methode wurde später (1979) eine Risikostudie für ein modernes deutsches Kernkraftwerk durchgeführt. Die Resultate des Rasmussen-Berichtes wurden dabei bestätigt (vergl. Fig. 3 und 4), was bedeutet, dass die in Deutschland (und vergleichbar in der Schweiz) getroffenen, erhöhten Sicherheitsmassnahmen die in Europa gegenüber den USA durchschnittlich höhere Bevölkerungsdichte ungefähr kompensieren.

Deutsche
Risikostudie

Sicherheit des schnellen natriumgekühlten Reaktors

Der schnelle natriumgekühlte Reaktor (SNR), wie er erstmals in Creys-Malville (Frankreich) als Kernkraftwerk voller Grösse im Bau ist, unterscheidet sich in Materialwahl und Konstruktion von den Leichtwasserreaktoren (LWR). Deshalb weichen auch sein betriebliches Verhalten und seine Sicherheitseigenschaften in wichtigen Punkten von denen des Leichtwasserreaktors ab. Das als Kühlmittel dienende flüssige Metall Natrium kann unter Atmosphärendruck verwendet werden, so dass ein Kühlmittelverlust-Störfall praktisch ausgeschlossen werden kann; es reagiert jedoch chemisch mit der Luft und sehr heftig, wenn es mit Wasser in Berührung kommt.

Unterschiede
SNR—LWR

Natriumkühlung

Wie die Betriebserfahrungen mit Prototypanlagen gezeigt haben, führt die beim schnellen Reaktor angewendete, aufwendige integrierte Bauweise dazu, dass die Strahlenbelastung des Betriebspersonals und die radioaktiven Abgaben an die Umgebung deutlich kleiner sind als bei Leichtwasserreaktoren.

Strahlung und
Umwelt-
belastung

Der Kern eines schnellen Reaktors ist nicht im Zustand maximaler Reaktivität, wie derjenige eines Leichtwasserreaktors, so dass bei einer Veränderung der Kernanordnung als Folge eines schweren Störfalles theoretisch die Möglichkeit einer explosionsartigen Leistungsexkursion besteht. Der Reaktorbehälter wird so stark dimensioniert, dass er im Stande ist, der mechanischen Energiefreisetzung einer solchen Exkursion zu widerstehen.

Leistungs-
exkursion

Soweit sich das Unfallrisiko des schnellen natriumgekühlten Reaktors heute überblicken lässt, dürfte dieses mit dem Unfallrisiko eines Leichtwasserreaktors etwa vergleichbar sein.

Unfallrisiko

Entsorgung

Abfall-
konditionierung

Transporte
radioaktiver
Stoffe

Stilllegung

Da Fragen der Entsorgung das Thema anderer SNG-Berichte bilden (LV 1 und 7), beschränkt sich der vorliegende Bericht auf jene Aspekte, welche ein Kernkraftwerk unmittelbar betreffen. Die Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle im Werk hat sich beim mehr als zehnjährigen Betrieb schweizerischer Kernkraftwerke als Routinetätigkeit eingespielt. Unter Einhaltung der international geltenden Transportvorschriften haben sich weltweit beim Transport von bestrahlten Brennelementen und radioaktiven Abfällen keine Unfälle ereignet, welche Radioaktivität in nennenswertem Umfang freigesetzt hätten.

Eine grössere Zahl von kleinen bis mittleren Kernreaktoren ist schon erfolgreich stillgelegt worden. Bei der Stilllegung eines grossen Kernkraftwerkes werden keine grundsätzlich neuen Probleme erwartet.

Strahlenschutz

Strahlenschutz-
Verordnung

Abgabe-
richtlinien

Der Schutz des Menschen vor den Wirkungen radioaktiver Strahlung wird in der schweizerischen Strahlenschutzverordnung geregelt. Diese stützt sich, wie die Gesetzgebung in den meisten anderen Ländern, auf die Empfehlungen einer anerkannten internationalen Fachkommission ab. In einer Richtlinie der schweizerischen Sicherheitsbehörden werden die zulässigen Abgaben von Radioaktivität aus Kernkraftwerken über die Luft und das Abwasser an die Umwelt noch weiter begrenzt. Diese Abgaben werden durch die Behörden überwacht und die Ergebnisse alljährlich publiziert.

Bewilligungsverfahren und behördliche Überwachung

Bewilligungs-
verfahren

Sicherheits-
technische
Überprüfung

Überwachung

Das schweizerische Atomgesetz schreibt für den Bau und den Betrieb eines Kernkraftwerkes die Erteilung mehrerer Bewilligungen durch den Bund vor. Der Gesuchsteller hat in einem Sicherheitsbericht darüber Auskunft zu geben, ob das Projekt alle zumutbaren Massnahmen zum Schutze von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern vorsieht. Dieser Bericht wird zusammen mit weiteren Detailunterlagen von der Fachabteilung des zuständigen Departements und von der Eidgenössischen Kommission für die Sicherheit von Atomanlagen eingehend geprüft. Die Erteilung einer Bewilligung wird gegebenenfalls von der Erfüllung geeigneter Auflagen abhängig gemacht.

endgültigen Stilllegung. Die Behörden können jederzeit Anlageänderungen verlangen, die auf Grund von Betriebserfahrungen oder als Folge von Weiterentwicklungen in der Technik zur Erhöhung der Sicherheit angezeigt und zumutbar sind. Nachrüsten

Sicherheitstechnischer Vergleich der Energieerzeugungsarten

Vergleicht man die verschiedenen Möglichkeiten der Energieerzeugung unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit unter Berücksichtigung aller dabei involvierten Prozesse, so stellt man fest, dass über die gesundheitlichen Auswirkungen der Emissionen der konventionellen, fossilen Brennstoffe verfeuernden Kraftwerke weit weniger bekannt ist als über die Wirkungen der Radioaktivität. Die von ganz verschiedenen Stellen vorgenommenen Gegenüberstellungen (vergl. Tabelle 9) zeigen dennoch übereinstimmend, dass ein Kraftwerk mit Naturgasverbrennung sicherheitstechnisch am günstigsten abschneidet. Nahezu äquivalent ist die Kernenergieerzeugung. Ein ölbefeuertes Kraftwerk hat, vor allem wegen seiner Emissionen, mindestens zehnmal mehr Todesfälle zur Folge, während ein Kohlekraftwerk nochmals wesentlich ungünstiger sein kann. Was die alternativen Energiequellen betrifft (Solarenergie, Windenergie, Biomasse, etc.), können zur Zeit noch keine verlässlichen Aussagen über die Risiken gemacht werden. Kenntnisstand

Naturgas
Kernenergie
Öl
Kohle
«sanfte»
Technologien

* * *

1. Sicherheit und Risiko

In der heutigen Welt haben nicht nur die politischen, wirtschaftlichen und militärischen, sondern auch die technischen Gefahren zugenommen. Bei der Nutzung der Kernenergie muss man all diese Gefahren ins Auge fassen, zusammen bilden sie ein komplexes System.

technische
Risiken

Die Diskussion technischer Risiken kann aber nicht auf die Kernenergie beschränkt bleiben. Die Auseinandersetzungen um deren Nutzung haben mit dazu geführt, dass auch anderen Gefahren grössere Beachtung geschenkt wird. Die Bevölkerung fragt heute danach, welchen Gefahren sie ausgesetzt ist, und überlegt sich, ob sie bereit ist, diese in Kauf zu nehmen. Keine grosstechnische Tätigkeit, ja, keine Tätigkeit irgendwelcher Art ist für den Menschen ohne Risiko.

Grundlagen für Entscheidungen bereitzustellen, u. a. durch Analysen über Nutzen und Gefahren alter und neuer Techniken, gehört zu den Aufgaben von Technikern und Wissenschaftlern. Sie nehmen selbst mit ihren eigenen Anschauungen und Interessen und viele von ihnen auch mit persönlicher Verantwortung an den Auseinandersetzungen teil. Deshalb müssen sie besonders sorgfältig klarlegen, was gesicherte wissenschaftliche Erkenntnis ist, was nur auf Hypothesen beruht und wo noch keine hinreichenden Erfahrungen vorliegen.

Status der
Wissenschaft

In diesem Bericht geht es nicht darum, den ökonomischen Wert der Kernenergie zu bestimmen. Unser Thema ist die Sicherheit von Kernkraftwerken und des mit diesen verknüpften Brennstoffkreislaufes. Der Begriff Sicherheit ist allerdings für naturwissenschaftliche Analysen problematisch; denn Sicherheit oder Unsicherheit wird stets sehr subjektiv empfunden und ist daher kaum quantifizierbar.

Für unseren Bericht verwenden wir den Begriff des Risikos und definieren dieses als Schadenausmass mal Eintrittswahrscheinlichkeit. Es kann auch als Mittelwert des Schadens pro Zeiteinheit aufgefasst werden. Anhand von Risikoanalysen lassen sich Schadenausmass und Eintrittswahrscheinlichkeit für die voraussehbaren Störfallabläufe in grober Annäherung ermitteln. So lässt sich ein Gesamtrisiko abschätzen.

Begriff:
«Risiko»

Subjektiv wird ein Ereignis mit hohem Schadenausmass und kleiner Eintrittswahrscheinlichkeit stärker empfunden als ein Ereignis mit gleich hohem Risiko, bei welchem das Schadenausmass kleiner, die Eintrittswahrscheinlichkeit jedoch grösser ist. Dies unter anderem deshalb, weil die Folgen für die Gesellschaft bei seltenen Grossschäden anders sind als bei häufigeren kleinen Schäden. Bei der Beurteilung muss also zusätzlich zum Gesamtrisiko auch die Möglichkeit von Grossschäden beachtet werden.

Wahrnehmung
von
Grossereignissen

annehmbares
Risiko

Welches Risiko ist bei der nuklearen Energieerzeugung annehmbar? Diese Frage gehört in einen weiteren Rahmen: Was sind für uns heute die entscheidenden Risiken und wie können wir sie reduzieren? Für die Beurteilung dieser Frage ist es wesentlich, ob das mit dem Kernkraftwerksbetrieb verbundene Risiko grösser oder kleiner ist als die Risiken, denen die Bevölkerung bewusst oder unbewusst dauernd ausgesetzt ist.

Risikovergleiche

Viele Risiken lassen sich zu einem Vergleich beziehen, wenn auch mit sehr unterschiedlicher Aussagekraft: Unfallstatistiken aus Beruf, Haushalt oder Verkehr, umweltgefährdende Einflüsse aus dem nichtnuklearen Bereich, natürliche Krankheits- und Sterberaten, Naturereignisse usw.

Weiter muss in Betracht gezogen werden, dass der Mensch seit jeher den verschiedenartigsten natürlichen Umwelteinflüssen ausgesetzt ist. Die Forderung ist aufgestellt worden, dass die Einwirkungen der Technik auf den Menschen und seine Umwelt nur Bruchteile der Schwankungen der Einwirkungen erreichen sollen, denen er schon immer ausgesetzt war.

konkurrierende
Energietechniken

Die Kernenergienutzung muss jedoch bezüglich ihrer Risiken insbesondere im Vergleich zu anderen Arten der Elektrizitätserzeugung beurteilt werden. Ergibt ein Vergleich, dass bei gleicher Bedarfsdeckung das Risiko einer bestimmten Technik kleiner ist als bei anderen Techniken, so sollte man, vom Standpunkt der Sicherheit aus, diese bevorzugen.

andere
Gesichtspunkte

Schliesslich müssen noch andere Gesichtspunkte einbezogen werden, insbesondere die Verfügbarkeit der Energiequellen, aber auch politische, wie die Weiterverbreitung der Kernwaffen, die Versorgung in Krisenzeiten u. a., ökonomische und sozialpolitische, wie die Wirtschaftsstruktur, die Arbeitsplätze und so weiter.

2. Gefahren bei der Gewinnung des Urans und der Herstellung der Brennelemente

Dieses Kapitel weist nur auf die wichtigsten Sicherheitsaspekte im ersten Teil des Brennstoffkreislaufes hin. Die Schweiz ist an diesem nicht beteiligt und folglich den betreffenden Risiken nicht ausgesetzt, diese sind aber in einer Gesamtbeurteilung miteinzubeziehen (siehe Kapitel 6). Für weitere technische Einzelheiten und Informationen sei auf den SNG-Bericht «Der Brennstoffkreislauf der Leichtwasserreaktoren» (LV 1) verwiesen. Mit den Verhältnissen in Frankreich befasst sich LV 53.

2.1 Uranbergbau und Erzaufbereitung

Uranbergbau

Uranerz wird im Bergbau und im Tagbau gewonnen. In nahe bei den Minen gelegenen Aufbereitungsanlagen (mills) werden die Erze aufge-

geschlossen und das Uran als Uranyloxid (U_3O_8 , «yellow cake») abgetrennt. Zu den im Bergbau üblichen Berufsrisiken kommt die Strahlengefährdung durch die im Erz enthaltenen Radionuklide Uran, Thorium und ihre Tochterprodukte hinzu. In Bergwerken ist dies vor allem das Edelgas Radon, das zu hohen Alpha-Strahlendosen in den Luftwegen führen und als Spätschaden Lungenkrebs erzeugen kann. In Sachsen waren zwischen 1921 und 1926 50% der Todesfälle von Uranminenarbeitern auf Lungenkarzinome zurückzuführen. Auch in Colorado ist zwischen 1950 und 1960 noch eine signifikante Erhöhung des Auftretens von Lungenkrebs bei den Bergarbeitern festgestellt worden. Verbesserte Lüftung und Radonüberwachung haben dieses Risiko seither wesentlich verringert (LV 2). Das Risiko für Tod durch Strahlenspätschäden wird gegenwärtig auf etwa 40% des totalen Todesfallrisikos geschätzt.

Radonproblem

Im Kohlebergbau tritt das Radonproblem untertags ebenfalls auf. Die konventionellen Unfallrisiken sind bezogen auf die Energieausbeute zwischen zwei- und zwanzigmal grösser als im Uranbergbau. Zudem fordern Erkrankungen der Atemwege wie die «Staublunge» mehr Todesopfer als die Arbeitsunfälle.

Kohlebergbau

Nach der Uranabtrennung bleibt der weitaus grösste Teil der natürlichen Radioaktivität in den Erzresten («tailings») zurück. Diese Reste werden als Schlämme meist in der Nähe der Werke deponiert, sind aber auch zur Auffüllung von Bauland oder zur Fabrikation von Baustoffen verwendet worden. Daraus haben sich in Kanada und den USA an einigen Orten erhöhte Strahlenbelastungen für die Bevölkerung ergeben.

Erzaufbereitung

Solche Probleme der «technischen Anreicherung» natürlicher Radionuklide stellen sich ebenfalls bei der Phosphatgewinnung, die als Nebenprodukt Uran liefert, und bei Baustoffen wie technischem Gips oder schieferhaltigem Leichtbeton. Dies führte u. a. in Deutschland und Schweden in Wohnhäusern teilweise zu ebenso hohen Strahlenpegeln und Radonkonzentrationen, wie sie in den USA bei «tailings» in Wohngebieten festgestellt wurden.

Anreicherung
natürlicher
Radionuklide

Diese Umweltbelastungen sollten vermieden oder vermindert werden, indem die Erzreste entweder vergraben oder zur Wiederauffüllung der Bergwerke verwendet werden. Häuser aus solchen Baustoffen müssen besonders gut belüftet werden. Ausführliche Beschreibungen finden sich in LV 2 bis 5. Auch die Abdichtung gewöhnlicher Gebäude zur besseren Wärmedämmung erhöht die Bestrahlung der Bewohner durch das natürliche Radon.

2.2 Urananreicherung und Brennelementherstellung

Leichtwasserreaktoren benötigen Kernbrennstoff, in dem der natürliche Gehalt an Uran-235 von 0,7% auf ca. 3% erhöht worden ist. Dazu wird

Uran-
anreicherung

das angelieferte U_3O_8 in das gasförmige Uranhexafluorid (UF_6) umgewandelt und in einer Anreicherungsanlage verarbeitet.

Brennelement-herstellung

Das angereicherte UF_6 wird in Urandioxid (UO_2) umgewandelt, zu Pillen («pellets») geformt, gesintert und in die Brennelement-Hüllrohre aus Zirkonlegierung gefüllt und eingeschweisst. Es sind dies metallurgische Arbeiten, bei denen vor allem konventionelle Unfälle auftreten können.

Plutoniumhaltige Brennelemente

Wird dem Brennstoff auch Plutonium beigemischt, müssen noch höhere Anforderungen an die Arbeitsschutzmassnahmen gestellt werden als bei den chemischen Giften Uran und Fluor. Diese Elemente sind von ähnlicher chemischer Giftigkeit; bei Uran überwiegt die Strahlengefährdung erst bei einer Anreicherung von über 100%.

Fluorgefährdung

Wird Uranhexafluorid freigesetzt, entsteht sofort Flusssäure (HF) und staubförmiges UO_2F_2 . Solche Unfälle haben sich in Frankreich und den USA ereignet, soweit bekannt ohne gesundheitsschädigende Folgen beim betroffenen Personal. Flusssäure ist ein nichtnukleares Umweltproblem, ähnlich wie in der Aluminiumindustrie.

3. Sicherheit beim Betrieb von Kernkraftwerken

3.1 Das Gefahrenpotential

Inventar an radioaktiven Stoffen

Das Gefahrenpotential eines Kernkraftwerkes liegt primär im Inventar an radioaktiven Stoffen, welche während des Betriebes in der Anlage erzeugt werden. Zum überwiegenden Teil handelt es sich um die durch den Kernspaltungsprozess entstehenden Spaltprodukte und Transurane. Daneben hat die Neutronenstrahlung im Bereich des Reaktorkerns eine Aktivierung von Strukturteilen sowie des Kühlmittels und der darin enthaltenen Verunreinigungen und Korrosionsprodukte zur Folge (vergl. SNG-Bericht «Physikalische und technische Grundlagen der Kernenergie», (LV 6 sowie Abschnitt 3.3.4). Einen Überblick über Art und Menge bzw. Radioaktivität dieser Stoffe vermitteln die SNG-Berichte «Der Brennstoffkreislauf der Leichtwasserreaktoren» (LV 1) und «Die Lagerung radioaktiver Abfälle» (LV 7, Anhang 1). Die Menge radioaktiver Stoffe in einem Kernreaktor erreicht früher nicht gekannte Ausmasse und verlangt umfangreiche Sicherheitsmassnahmen zum Schutz des Menschen und seiner Umwelt.

Freisetzungspfade

Die Spaltprodukte und Transurane befinden sich unmittelbar an ihrem Entstehungsort im Brennstoff, der in den Brennstoffelementen von dicht verschweissten metallischen Hüllrohren umgeben ist. Diese Brennstoffelemente werden in den Reaktorkern eingesetzt, der einen Teil des ge-

geschlossenen Reaktorkühlkreislaufes bildet (LV 6). Eine Abgabe grösseren Ausmasses von radioaktiven Stoffen aus dem Reaktor an die Umgebung des Kraftwerkes ist daher nur möglich, wenn sowohl Brennelemente als auch der Kühlkreislauf beschädigt sind, und wenn auch weitere eingebaute Barrieren (Sicherheitseinschluss, siehe 3.2) versagen.

In einem Kernkraftwerk hat aber das gleichzeitige Vorhandensein einer starken Energiequelle (rund 3000 MWt bei einer Kraftwerksleistung von 1000 MWe) und eines grossen Inventars an radioaktiven Stoffen (rund 10^{10} Curie) zur Folge, dass ein Potential besteht für Unfälle mit schwerwiegenden radiologischen Konsequenzen für die Umgebung des Werkes, wenn auch die Wahrscheinlichkeit des Eintrittes eines solchen Unfalles wegen allen getroffenen Schutzmassnahmen sehr klein ist (siehe hierzu Kap. 3.4).

Gefahren-
potential

3.2 Sicherheitsmassnahmen

Nachfolgend werden die wichtigsten Massnahmen beschrieben, welche beim Bau und Betrieb eines Kernkraftwerkes angewendet werden, um den notwendigen Schutz von Mensch und Umwelt zu gewährleisten. Sie sind darauf ausgerichtet, Störungen in der Anlage selbst, wie sie sowohl durch technische wie durch menschliche Unvollkommenheiten entstehen können, nach Möglichkeit auszuschalten und die Auswirkungen trotzdem auftretender anlageinterner Störungen oder äusserer Einwirkungen auf ein Minimum zu beschränken.

Grundsätze

Es werden die in der Kerntechnik angewendeten Sicherheitsprinzipien in qualitativer Hinsicht erläutert und auch die mit den einzelnen Massnahmen jeweils angestrebten Ziele umschrieben. Diese Prinzipien werden grundsätzlich in allen Kernkraftwerken angewendet; Art und Umfang der Sicherheitsmassnahmen, welche im Einzelfall zur Realisierung dieser Prinzipien angewendet werden, können aber von Anlage zu Anlage verschieden sein.

Zielsetzungen

Im störungsfreien Betrieb eines Kernkraftwerkes geht es darum, die jeweils örtlich konzentriert vorkommenden und eingeschlossenen radioaktiven Stoffe möglichst an ihren Entstehungsort zu binden, das Betriebspersonal vor ihrer Strahlung zu schützen und unvermeidliche Abgaben nach aussen auf ein zulässiges Mass zu begrenzen. Dazu ist eine einwandfreie Auslegung und Ausführung der entsprechenden Reaktorsysteme, die Abschirmung der Strahlenquellen und der Einbau wirksamer Filter- und Reinigungsanlagen sowie eine gute Betriebsführung und eine sachgemässe Behandlung der entstehenden radioaktiven Abfälle nötig.

ungestörter
Betrieb

Die Sicherheit ist aber auch bei Störungen zu gewährleisten. Insbesondere muss die Reaktorabschaltung jederzeit garantiert sein, und die Brennelemente müssen immer ausreichend gekühlt werden. Der Umfang der notwendigen Sicherheitsmassnahmen hat sich in erster Linie nach der Höhe des mit der Störung verbundenen Risikos zu richten. Neben Ereignissen mit einer relativ hohen Eintrittswahrscheinlichkeit sind auch solche mit kleiner Wahrscheinlichkeit zu berücksichtigen, sofern deren Folgen schwerwiegend sein können.

Massnahmen zur Gewährleistung der Sicherheit eines Kernkraftwerkes kommen auf allen Stufen zur Anwendung: in der Anlagekonzeption, bei der Auslegung und der Ausführung des Werkes sowie schliesslich bei dessen Betrieb. Sie können sehr spezifisch auf eine bestimmte Störung oder einen bestimmten Anlagenteil bezogen sein; die meisten beruhen jedoch auf der systematischen Verwirklichung genereller Sicherheitsgrundsätze.

Vermeidung von Störungen

Der Leichtwasserreaktor besitzt die natürliche Eigenschaft, jede Leistungserhöhung, welche auf eine Verschiebung des Reaktivitätsgleichgewichtes zurückgeht, zufolge des damit verbundenen Temperaturanstieges im Brennstoff oder der Blasenbildung im Kühlmittel zu begrenzen, auch wenn kein Eingriff der Reaktorsteuerung erfolgt. Für den schnellen natriumgekühlten Reaktor (siehe Kap. 3.5) gilt dies nur bedingt.

Präventive Massnahmen, welche den Eintritt einer Störung verhindern oder doch sehr unwahrscheinlich machen sollen, umfassen:

- sicherheitsbetonte Konstruktionsweise, die nicht nur anlagebedingte Störungen und Schäden, sondern auch seltene, von ausserhalb der Anlage ausgehende Einwirkungen wie Erdbeben, Überschwemmung, Blitz, Explosionen, Flugzeugabsturz und terroristische Tätigkeiten berücksichtigt;
- Materialwahl, Dimensionierung, Fertigung und Montage nach höchsten Qualitätsansprüchen mit Überprüfung durch Hersteller, Betreiber und Sicherheitsbehörde;
- sorgfältige Auswahl und umfassende Ausbildung des Betriebspersonals;
- regelmässige Funktionsprüfungen aller Sicherheitssysteme durch das Betriebspersonal;
- einwandfreie Betriebsführung, basierend auf klaren Organisationsstrukturen und auf umfassenden Betriebs- und Unterhaltsvorschriften;
- Dauerüberwachung des Zustandes der Anlage im Betrieb und periodische Inspektionen durch die Behörde.

Eine umfangreiche Qualitätssicherung dient dem Ziel, die geforderte Qualität der Anlagen während aller Phasen von der Planung bis zur Demontage zu gewährleisten. Sie erstreckt sich nicht nur auf die technischen Ausrüstungen, sondern auch auf den Menschen und alle für die Kommunikation im Mensch-Maschinen-System notwendigen Unterlagen wie Vorschriften, Anleitungen, Programme, Schemata und Zeichnungen.

Qualitäts-
sicherung

Begrenzung eingetretener Störungen

Trotz diesen präventiven Massnahmen wird davon ausgegangen, dass Störungen eintreten werden. Deshalb wird die Forderung gestellt, dass dadurch die Sicherheit nicht beeinträchtigt werden darf. Dazu gehört, dass die Integrität der Kühlsysteme erhalten bleibt und die Funktion sicherheitstechnisch wichtiger Systeme nicht gestört wird.

Mit Störungen
wird gerechnet

Um etwaige Störungen frühzeitig zu erkennen, weist ein Kernkraftwerk Prozessüberwachungssysteme auf, welche alle wichtigen Betriebs- und Zustandsgrössen messen und dem Betriebspersonal melden. Darüber hinaus besitzt das Kraftwerk autonome Schutzsysteme, welche bei Überschreitung von Grenzwerten automatisch eine Leistungsreduktion oder eine Schnellabschaltung bewirken.

Prozess-
überwachung

autonome
Schutzsysteme

Damit eine einzelne Störung nicht zum Verlust der zugeordneten Sicherheitsfunktion führt, werden alle Schutz- und Sicherheitssysteme mehrfach ausgeführt (Redundanzprinzip): Beim Ausfall einer oder mehrerer «Redundanzeinheiten» wird die Funktion durch weitere Einheiten sichergestellt. Die räumliche oder bauliche Trennung der Redundanzeinheiten soll darüber hinaus dafür sorgen, dass eine Störung in einem Teilsystem, z. B. durch Kurzschluss, Ventilversagen, Rohrbruch oder ein Brand nur eine Redundanzeinheit beschädigen kann (Separationsprinzip).

Redundanz

Separation

In gewissen Systemen werden weitere Sicherheitsprinzipien angewandt:

- Verwendung konstruktiv oder funktionell verschiedener Komponenten oder Systeme bei den einzelnen Redundanzeinheiten (Diversitätsprinzip);
- Auslegung eines Systems derart, dass eine Störung dessen Funktion zu Gunsten der Sicherheit beeinflusst («fail safe»-Prinzip);
- Verwendung von Systemen, welche sich selbsttätig überwachen und Ausfälle automatisch melden (selbstüberprüfende Schaltungen).

Diversifikation

«fail safe»-
Prinzip

Selbstüber-
prüfung

Durch solche technischen Vorkehren können mit sehr grosser Wahrscheinlichkeit Störungen aufgefangen werden, bevor sie die Sicherheit beeinträchtigen, insbesondere bevor sie nennenswerte radiologische Folgen haben.

Betriebspersonal Das Betriebspersonal stellt ein zusätzliches Element dar, das im Falle des Versagens technischer Vorkehrungen eingreifen kann. Dabei darf aber nicht übersehen werden, dass es durch sein Fehlverhalten auch eine zusätzliche Quelle von Störungen sein kann. Der aus Sicherheitsgründen weit getriebene Automatisierungsgrad und die Betriebszuverlässigkeit eines Kernkraftwerkes bergen die Gefahr der Gewöhnung an einen Routinebetrieb in sich.

Operateur-ausbildung Das für die Sicherheit des Betriebes verantwortliche Personal wird auf seine Aufgabe durch gründliche Ausbildung und durch ein periodisches intensives Training am Kraftwerkssimulator vorbereitet: Im Kommandoraum eines simulierten Kraftwerkes erlebt es Reaktorunfälle wirklichkeitsnah. So werden das Verständnis für das Verhalten der Anlage und die psychische Belastbarkeit des Personals gefördert und damit gute Voraussetzungen geschaffen, dass auch bei nicht vorhergesehenen Ereignissen richtig entschieden und gehandelt wird.

Eindämmung der Folgen

Austritt radioaktiver Stoffe Trotz allen diesen Massnahmen sind Störungen oder Ereignisketten nicht auszuschliessen, deren Eintrittswahrscheinlichkeit zwar klein ist, die aber zu einem Austritt von radioaktiven Stoffen aus der Reaktoranlage führen könnten. Zur Eindämmung der Folgen derartiger Störfälle wird das Prinzip der mehrfachen Barrieren angewendet, das in einer ineinander geschachtelten Einschliessung der radioaktiven Stoffe besteht.

mehrfache Barrieren Eine solche Barriere bildet schon die Struktur des Kernbrennstoffes selbst. Weitere Barrieren sind die Hüllrohre der Brennelementstäbe, die druckführende Umschliessung des Reaktorkühlsystems (Druckbehälter und Kühlkreislauf) und der Sicherheitseinschluss. Dieser besteht selbst wiederum aus zwei Barrieren, einem inneren Sicherheitsbehälter aus Stahl oder Beton und einem diesen umgebenden Sicherheits- oder Reaktorgebäude. Die Dichtheit aller dieser Barrieren wird kontinuierlich überwacht und in regelmässigen Zeitabständen überprüft.

Sekundärschäden Durch zusätzliche Massnahmen wird angestrebt, mögliche Sekundärschäden, die durch ein Primärereignis verursacht werden und die dessen Folgen erheblich verschlimmern könnten, zu verhindern. Als Beispiel seien die Absicherungen wichtiger Rohrleitungen und elektrischer Kabel gegen die Wirkung von Strahlkräften und Rohrausschlagen beim Bruch druckführender Systeme erwähnt.

aktive Schutzsysteme Neben solchen passiven Schutzmassnahmen gibt es eine grössere Zahl aktiver Sicherheitssysteme, die im allgemeinen bei Bedarf automatisch einsetzen, so beispielsweise:

- ein Notkühlsystem, das bei Kühlmittelverlust aus dem Primärkühlkreislauf die ausreichende Kühlung des Reaktorkerns sicherzustellen hat;
- Kühlsysteme für die Abfuhr der Nachwärme bei Ausfall der normalen Wärmesenke;
- Notstromversorgungsanlagen, die bei Ausfall der elektrischen Einspeisung vom Netz oder vom Generator des Werkes die Speisung der Sicherheitssysteme gewährleisten;
- Lüftungs- und Abwasseranlagen bzw. Filter- und Reinigungsanlagen zur Erfassung und Rückhaltung von radioaktiven Stoffen, welche aus einer Leckstelle einer Barriere austreten.

Die meisten der beschriebenen Sicherheitsmassnahmen sind nicht nur gegen Störungen in der Anlage selbst, sondern auch gegen viele Einwirkungen von aussen wirksam. Dies gilt ganz besonders für die Anwendung des Redundanzprinzips in Verbindung mit der Separation.

Einwirkungen
von aussen

Eine Massnahme, welche den Schutz im Falle gewisser äusserer Einwirkungen noch erheblich steigert, ist die «Bunkerung». Es handelt sich dabei um eine die normale Dimensionierung erheblich übersteigende Bemessung derjenigen Gebäude, welche sicherheitstechnisch wichtige Anlagen enthalten.

Bunkerung

Anwendung und Vervollkommnung

Die für ein Kernkraftwerk festgelegten Schutzziele werden durch eine Kombination dieser Schutzmassnahmen angestrebt. Da eine einzelne organisatorische oder technische Massnahme noch keine absolute Zuverlässigkeit bietet, soll eine Vielfalt komplementärer Massnahmen die Sicherheit der Bevölkerung gewährleisten («tiefgestaffelte Verteidigung»). Die Beschreibungen der Störfälle, welche in Browns Ferry und in Harrisburg eingetreten sind (siehe Seite 48ff. bzw. 53ff.), lassen erkennen, dass dort die Verwirklichung der einzelnen Schutzmassnahmen nicht in ausreichendem Mass durchgesetzt worden war.

tiefgestaffelte
Verteidigung

Die Betriebserfahrungen eines jeden Kernkraftwerkes, aber auch die Erfahrungen aus dem Betrieb in anderen Kernkraftwerken, unter Einschluss aller Störfälle, müssen systematisch analysiert und, soweit angezeigt, zum Anlass genommen werden, verbleibende Schwachstellen zu eliminieren. Verbesserungen leiten sich auch aus der allgemeinen Weiterentwicklung des Sicherheitsdenkens und den Ergebnissen von Sicherheitsforschungen ab. Überprüfungen der Sicherheitsmassnahmen und Anpassungen an neue Erkenntnisse stellen somit einen kontinuierlichen Prozess dar, dem nicht nur projektierte oder im Bau befindliche Kernkraftwerke unterworfen sind, sondern allenfalls auch bereits im Betrieb stehende Anlagen erfassen kann, was dann als «Nachrüsten» oder «Ertüchtigen» bezeichnet wird.

Verbesserungen
der Sicherheits-
massnahmen

«Nachrüsten»

Überwachung der Wirksamkeit

Radioaktivitäts-
messungen
in der Anlage

Zur Überwachung der Wirksamkeit dieser Massnahmen sind in den Kreisläufen der Reaktoranlage und in den Räumlichkeiten des Kraftwerkes Radioaktivitäts-Messgeräte installiert. Diese Messungen liefern eine der Grundlagen für den Strahlenschutz des Betriebspersonals.

in der Umgebung

Kontinuierliche Messungen am Ausgang der Abluft- und Abwasseranlagen sowie ein Netz von ortsfesten Messgeräten in der Umgebung, ergänzt durch die Analyse von regelmässig erhobenen Proben von Luft, Wasser, Boden und landwirtschaftlichen Erzeugnissen durch Betriebspersonal und unabhängige Stellen, bilden die Voraussetzungen für die Beurteilung der radiologischen Auswirkungen eines Kernkraftwerkes auf die Bevölkerung.

Alarmierung in der Umgebung

Alarmierung
der Bevölkerung

Tritt trotz der beschriebenen technischen und organisatorischen Massnahmen im Kernkraftwerk ein schwerer Störfall ein, der einen erhöhten Austritt von radioaktiven Stoffen befürchten lässt, so könnte in der Schweiz die Bevölkerung in den in Frage kommenden Gemeinden unverzüglich alarmiert werden. Sie ist über das Verhalten und die zu treffenden Vorkehrungen bei der Alarmierung informiert worden. Für grenznahe Standorte ist die Alarmierung auch im angrenzenden Ausland aufgrund eines Staatsvertrages geregelt.

Warnung

Ein solcher Störfall würde sich über eine längere Zeit entwickeln, wie dies bei Harrisburg der Fall war (siehe Anhang), so dass Zeit zur Alarmierung eventuell Betroffener zur Verfügung stünde. Zunächst wird eine telefonische Warnung vom Kernkraftwerk an die Gemeindestäbe in der Zone 1 (Radius 2—4 km), die Überwachungszentrale des Alarmausschusses (UWZ) und die Kantonspolizei des Standortkantons gegeben. Die UWZ ihrerseits warnt alle Kantone in der Zone 2 (Radius ca. 20 km).

Allgemeiner
Alarm

Steigt, z. B. als Folge des Versagens von Sicherheitssystemen, der Druck im Sicherheitsbehälter so stark an, dass ein Entweichen von radioaktiven Gasen oder Aerosolen in grösseren Mengen möglich erscheint, so wird mit Sirenen der «Allgemeine Alarm» ausgelöst. Mit diesem Alarm wird die Bevölkerung aufgefordert, Radio zu hören und die Anweisungen der Behörden entgegenzunehmen.

Strahlenalarm

Bei unmittelbarer Gefahr oder wenn die Bedingungen, die zum allgemeinen Alarm geführt haben, nicht verbessert werden konnten, wird mit Sirenen der «Strahlenalarm» ausgelöst. Damit wird die Bevölkerung aufgefordert, sich unverzüglich in die Häuser zu begeben, Türen und Fenster zu schliessen sowie Schutzraum oder Keller aufzusuchen, den Transistorradio mitzunehmen und weitere Anweisungen zu befolgen.

Die Alarmierung der Bevölkerung in der Zone 1 erfolgt direkt vom Kraftwerk aus, im gefährdeten Bereich des daran anschliessenden Gebietes der Zone 2 durch den Kanton, auf Anweisung der UWZ bei der Schweizerischen Meteorologischen Anstalt in Zürich. Diese verfügt über die automatisch vom Kernkraftwerksareal übertragenen lokalen und grossräumigen meteorologischen Daten, so dass sie jederzeit in der Lage ist, den Kantonen über die betroffenen Gebiete fundierte Angaben zu machen (LV 8).

Alarmzentrale

Notfallmassnahmen

Die nach einem schweren Störfall möglicherweise entweichenden radioaktiven Stoffe würden vom herrschenden Wind in der Umgebung des Kernkraftwerkes verbreitet. Die Strahlungswirkung einer solchen vorbeiziehenden Wolke wird in einem Gebäude mit geschlossenen Fenstern etwa um das zehnfache, in einem Keller oder Schutzraum um das hundertfache oder mehr reduziert.

Schutzfaktoren
in Gebäuden

Nach dem Durchzug der Wolke ist die Gefahr direkter radioaktiver Bestrahlung aus dieser vorbei, hingegen können sich mitgeführte Aerosole auf dem Boden niedergeschlagen haben. Die eingesetzten Messequipen würden dies feststellen, worauf die zuständigen Stellen die notwendigen Schutzmassnahmen, beispielsweise die Meidung eines kontaminierten Gebietes oder die zeitweise Sperrung der landwirtschaftlichen Nutzung bis zum Abklingen der Radioaktivität, ermitteln und bekanntgeben würden (LV 67). Nur bei einer extrem starken Kontamination müsste eine Evakuierung von Teilen der Bevölkerung ins Auge gefasst werden.

Kontamination
des Bodens

Evakuierung

Das Zusammenspiel der bei einem solchen Ereignis eingesetzten Notfallorgane von Bund, Kantonen, Gemeinden und Betreibern der Kernkraftwerke wird periodisch in Stabsübungen erprobt. Hingegen dürfte die aktive Teilnahme der Bevölkerung an Notfallübungen angesichts der damit verbundenen Risiken (z. B. Strassenverkehrsunfälle) kaum sinnvoll sein.

Notfallübungen

3.3 Der Normalbetrieb

3.3.1 Betriebserfahrungen

Seitdem 1942 erstmals eine nukleare Kettenreaktion in Gang gesetzt wurde, haben über 250 Reaktoren in aller Welt die kommerzielle Erzeugung elektrischer Energie aufgenommen. In der westlichen Welt sind bis Ende 1980 rund 3900 Milliarden kWh Elektrizität aus Kernenergie erzeugt worden (LV 9). Zum Vergleich sei der Landesverbrauch der Schweiz angegeben: Er betrug 1979/80 37,8 Milliarden kWh. Dabei ist bisher kein

Kernenergie
in aller Welt

einzigster Mensch durch Radioaktivität nachweislich zu Schaden gekommen. Zur komplexen Frage eventueller statistisch nicht nachweisbarer Schäden vergleiche man den SNG-Bericht «Strahlengefährdung durch Kernkraftwerke» (LV 10).

Die schweizerischen Kernkraftwerke

bisherige
schweizerische
Bilanz

In der Schweiz haben die drei Kernkraftwerke Beznau I, Beznau II und Mühleberg bis zum 31. Dezember 1980 in insgesamt 30 Betriebsjahren 70 Milliarden kWh Strom erzeugt. Als Fazit kann festgehalten werden (LV 11):

- Das ursprüngliche Ziel eines jährlichen Vollastbetriebes von 6500 bis 7000 Stunden wurde von allen drei Werken während der letzten sechs Jahre übertroffen.
- Die Erzeugung elektrischer Energie erfolgte stets innerhalb der sicherheitstechnisch vorgeschriebenen Grenzwerte. Die Abgabe von Radioaktivität an die Umgebung blieb immer wesentlich unter den zulässigen Grenzen.
- Es ist keine Störung aufgetreten, bei der eine Person stärker als gesetzlich zulässig bestrahlt worden wäre.

An den Dampferzeugerrohren in Beznau aufgetretene Leckagen, welche zu grösseren Produktionsausfällen in den Jahren 1971, 1972 und 1973 geführt hatten, konnten seither geklärt und weitgehend behoben werden.

Brennelementschäden, welche in den ersten Betriebsjahren in Beznau und Mühleberg vorgekommen waren, sind seit der Verwendung einer neuen Brennelementkonstruktion nicht mehr aufgetreten.

Die Zuverlässigkeit eines Kraftwerkes im Betrieb kann durch dessen Arbeitsausnützung, d. h. durch das Verhältnis der effektiven zur theoretisch möglichen Elektrizitätsproduktion, charakterisiert werden. Tabelle 1 stellt die Entwicklung der Arbeitsausnützung in den schweizerischen Kernkraftwerken zusammen. Das vierte schweizerische Kernkraftwerk, Gösgen, trat erst ab 1. November 1979 in die kommerzielle Betriebsphase. Im ersten Betriebsjahr 1980 wies es eine Arbeitsausnützung von 74,4% auf. Nebst der betriebswirtschaftlichen Bedeutung darf nicht übersehen werden, dass eine hohe Arbeitsausnützung eine kleine Störanfälligkeit anzeigt, was offensichtlich auch von sicherheitstechnischer Bedeutung ist.

Tabelle 1: Arbeitsausnützung der schweizerischen Kernkraftwerke

Jahr	Beznau I Druckwasserreaktor	Beznau II Druckwasserreaktor	Mühleberg Siedewasserreaktor
1970	61,0%		
1971	53,9%		
1972	43,9%	82,2%	
1973	55,0%	72,9%	74,7%
1974	77,0%	82,7%	68,7%
1975	81,6%	83,3%	86,9%
1976	83,2%	86,5%	85,9%
1977	85,0%	88,0%	86,3%
1978	90,4%	90,1%	87,3%
1979	87,0%	88,4%	88,1%
1980	86,5%	83,5%	87,9%

Strahlenbelastung des Kernkraftwerk-Betriebspersonals

Alle kerntechnischen Anlagen sind verpflichtet, die im Werk tätigen Personen radiologisch zu überwachen und den Sicherheitsbehörden periodisch die Strahlenbelastung des eigenen Personals und des bei grösseren Unterhaltsarbeiten zugezogenen Fremdpersonals zu melden. Diese Daten erlauben wertvolle Schlüsse über den Betrieb der Kraftwerke (LV 12, 13, 2).

Personen-
überwachung
und Meldung

Die Berichte LV 9, 14 und 15 enthalten detaillierte Angaben über die Dosisanteile durch einzelne Arbeitsvorgänge, über die Dosisentwicklung im Laufe der Betriebszeit, über Kollektivdosen und Stillstandszeiten für Kernkraftwerke und andere Anlagen. Die wenigen Fälle von Grenzwertüberschreitungen bei den Jahresdosen zeigen, dass folgenschwere Vorkommnisse äusserst selten waren. Im amerikanischen Kernkraftwerk Trojan trat 1978 die bisher höchste Überschreitung, eine Einzeldosis von 27 rem, auf. Somatische Spätschäden auf Grund einer solchen Dosisüberschreitung können nicht ausgeschlossen werden, wären statistisch aber nicht nachweisbar.

Dosis-
überschreitungen
selten

Durch verbesserte Planung, zunehmende Erfahrung und zweckmässigen Einsatz des Strahlenschutzes ist im Betrieb eine Verminderung und Optimierung der Dosen möglich, wie das Beispiel Beznau zeigt (LV 16). Die Erfahrungen werden auch genutzt, um neue Kernkraftwerke strahlenschutzmassig günstiger und unterhaltsfreundlicher zu gestalten.

Bei einer höchstzulässigen Jahresdosis von 5 rem für beruflich strahlenexponierte Personen lagen in den USA 1975 die durchschnittlichen Jahresdosen des Kernkraftwerkpersonals (des Eigen- und Fremdpersonals) je

gemessene Dosen
in USA

nach Werk zwischen 0,08 und 1,91 rem pro Jahr, wobei $\frac{2}{3}$ aller Kraftwerke Mittelwerte unter 1 rem pro Jahr aufwiesen.

in Deutschland

In Deutschland lagen die entsprechenden Werte zwischen 0,05 rem/Jahr in dem modernen KKW Biblis A und 1,47 rem/Jahr in dem älteren KKW Gundremmingen.

in der Schweiz

Bei den schweizerischen Kernkraftwerken traten im Jahre 1980 die in Tabelle 2 aufgeführten Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung auf.

Tabelle 2: Ganzkörperdosen durch äussere Bestrahlung in schweizerischen Kernkraftwerken (in rem)

Ganzkörperdosen	Kernkraftwerk	Eigenpersonal		Fremdpersonal		Gesamtmittel
		mittel	max. Einzelwert	mittel	max. Einzelwert	
	Beznau I + II *)	0,88	4,37	0,59	3,27	0,73
	Mühleberg	1,07	3,72	0,42	2,98	0,54
	Gösgen **)	0,22	2,24	0,06	2,08	0,11

Kollektivdosen

Tabelle 3 gibt die Kollektivdosis des Eigen- und Fremdpersonals, also die Summe der Einzeldosen aller Personen, an.

Tabelle 3: Kollektivdosis des Personals in schweizerischen Kernkraftwerken

Kernkraftwerk	Eigenpersonal		Fremdpersonal	
	Personenzahl	Kollektivdosis (Mann · rem)	Personenzahl	Kollektivdosis (Mann · rem)
Beznau I + II	302	267	311	183
Mühleberg	128	137	539	224
Gösgen	210	45 **)	486	29 **)

*) Das Personal in Beznau wurde an beiden Anlagen eingesetzt und war somit am Betrieb und der Instandstellung von zwei Reaktoren beteiligt.

**) Diese Zahlen sind noch nicht repräsentativ für den Dauerbetrieb.

3.3.2 Die Betriebsführung

Der Leistungsbetrieb

Betriebsgrenzen

Um einen sicheren Betrieb zu gewährleisten, werden für jedes Kraftwerk die zulässigen Betriebszustände und die Betriebsgrenzen für Prozess-

größen wie Neutronenfluss, Temperatur, Druck, Niveau, Radioaktivität etc. festgelegt. Automatische Vorrichtungen in redundanter Anordnung warnen das Betriebspersonal schon bei der Annäherung an einen Grenzwert. Falls es dem Personal nicht gelingt, durch Einleitung geeigneter Gegenmassnahmen Abhilfe zu schaffen, wird beim Erreichen des Grenzwertes automatisch eine Leistungsreduktion oder eine Schnellabschaltung des Reaktors ausgelöst (Reaktorschutz).

Reaktorschutz

Die automatischen Regelungen des Kraftwerkes sorgen im weiteren dafür, dass in jedem Betriebszustand die für die Sicherheit relevanten Parameter einen genügend grossen Sicherheitsabstand von den Betriebsgrenzen aufweisen, damit das Eingreifen des automatischen Reaktorschutzes nicht erforderlich wird. Die Funktionsfähigkeit dieser Einrichtungen wird durch periodische Überprüfungen teils automatisch, teils durch das Betriebspersonal sichergestellt.

automatische
Regelung

Eine entsprechend grosse Redundanz, z. B. eine vierfache, erlaubt einerseits das Reparieren, Kalibrieren und Prüfen des Reaktorschutzes während des Betriebes, ohne die Sicherheit zu schmälern, und andererseits die Gewährleistung einer hohen Zuverlässigkeit gegen Fehlauflösungen.

Redundanz des
Reaktorschutzes

Das abgestellte Kraftwerk

Wird ein Kraftwerk z. B. mittels der automatischen Schnellabschaltung abgestellt, so wird die Wärmeproduktion auf wenige Prozent der Nennleistung reduziert. Mit dem Zerfall der Spaltprodukte nimmt die Wärmeproduktion dann weiter ab und beträgt nach zehn Tagen rund 0,2%, nach drei Monaten rund 0,05% und nach einem Jahr noch rund 0,02%. Die Abfuhr dieser Wärmemengen aus dem abgestellten Reaktor wird durch Nachkühlsysteme sichergestellt. Sie sind redundant vorhanden.

Abführung der
Nachwärme

Brennelementwechsel

Im Rahmen des jährlichen Brennelementwechsels werden rund ein Viertel bis ein Drittel der bestrahlten Brennelemente durch neue ersetzt. Die Handhabung des Brennstoffes geschieht unter Wasser mittels spezieller Werkzeuge und Wechselmaschinen. Die Wasserüberdeckung von etwa 3 m genügt, um das Betriebspersonal wirksam vor der Strahlung der Brennelemente abzuschirmen, und gewährleistet auch deren Kühlung.

Abschirmung
und Kühlung
durch Wasser

3.3.3 Instandhaltung und Qualitätssicherung

Die zur Aufrechterhaltung einer hohen Anlagequalität einzuhaltenden Grundsätze und Verfahren sind in Instandhaltungsvorschriften und im Qualitätssicherungshandbuch festgelegt.

Vorschriften

Arbeitsaufträge Für Reparaturen, welche ohne ganze oder teilweise Abschaltung der Anlage ausführbar sind, werden schriftliche Arbeitsaufträge erteilt. Diese regeln die administrativen und verfahrenstechnischen Aspekte der Freirückumschaltung von Anlageteilen und spezifizieren die Belange des Arbeits-, Brand- und Strahlenschutzes.

Langfristige Planung Die Planung für Inspektionen und Instandsetzungsarbeiten während Stillstandsphasen und Brennelementwechseln basiert auf einem auf Jahre hinaus festgelegten Langzeitprogramm. Zusammen mit anderen als dringlich erachteten Arbeiten wird daraus ein Jahresrevisionsprogramm erstellt.

Arbeitskontrollen Die Qualitätssicherung schliesst die Neubeschaffung von Anlageteilen mit ein. Zur Qualitätssicherung gehört auch die Kontrolle der Qualität der Arbeit in der Anlage. Instandhaltungs- und Betriebspersonal werden aufgrund von Checklisten bei der Arbeitsausführung überwacht. Weiter sind die in den Betriebsvorschriften aufgeführten oder in Systemspezifikationen verankerten Inbetriebnahmeversuche, Funktionsprüfungen und Gerätekalibrierungen auszuführen, wobei sämtliche Resultate in einem Protokoll festgehalten werden.

Während Stillstandsphasen und Brennelementwechseln sind Wiederholungsprüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten auszuführen. Ein Langzeitprogramm regelt auch hier Prüfungsintervall und Prüfungsumfang.

3.3.4 Die Radioaktivität im Kernkraftwerk

Entstehung

Entstehung Im Kernkraftwerk entstehen radioaktive Stoffe durch drei verschiedene Vorgänge (vgl. SNG-Bericht «Physikalische und technische Grundlagen der Kernenergie», LV 6):

- Durch Kernspaltung entstehen die Spaltprodukte;
- Durch Brüten entstehen Transurane;
- Durch Aktivierung entstehen Aktivierungsprodukte.

Über die Mengen der so entstehenden radioaktiven Stoffe sei auf den SNG-Bericht «Die Lagerung radioaktiver Abfälle» (LV 7), Anhang 1, verwiesen.

Spaltprodukte Pro Kernspaltung entstehen zwei Spaltprodukte sowie zwei oder drei Neutronen. Durch radioaktiven Zerfall gehen die Spaltprodukte mit sehr unterschiedlichen Halbwertszeiten in stabile, d. h. nicht mehr radioaktive Nuklide über. Feste Spaltprodukte (z. B. Caesium-, Cerium-, Strontium-Isotope) bleiben weitgehend im Brennstoff eingeschlossen, gasförmige

oder flüchtige Spaltprodukte (Edelgase, Jod-Isotope) gelangen grösstenteils in den Spalt zwischen Brennstoffpillen und Brennelement-Hüllrohr.

Durch Neutroneneinfang im Brennstoff und radioaktiven Zerfall werden im Reaktor sogenannte Transurane erbrütet, welche zum Teil selbst wieder spaltbar sind. Sie werden praktisch vollständig im Brennstoff zurückgehalten.

Transurane

Die bei der Kernspaltung erzeugten Neutronen durchdringen nicht nur die Brennstoffhülle, sondern auch die Strukturteile des Reaktorkerns, das Kühlmittel und die Wand des Reaktordruckbehälters. Alle Stoffe, die sich im Bereich dieses Neutronenflusses befinden, werden aktiviert, d. h. mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit fangen die Atomkerne Neutronen ein und wandeln sich dadurch in radioaktive Nuklide um. Die so entstehenden Radionuklide bleiben vorerst weitgehend an ihren Entstehungsort gebunden.

Aktivierungs-
produkte

Radioaktivität des Kühlmittels

Alle Werkstoffe unterliegen einer gewissen Korrosion oder Erosion. Die an der inneren Oberfläche des Kühlkreislaufes haftenden Korrosionsprodukte werden vom vorbeiströmenden Kühlmittel teilweise abgelöst und in den Bereich des hohen Neutronenflusses transportiert, wo auch sie aktiviert werden. Es handelt sich vorwiegend um die Nuklide Chrom-51, Mangan-54, Eisen-59, Kobalt-58, Kobalt-60, Zink-65, Zirkonium-95.

aktive
Korrosions-
produkte

Bei der Aktivierung des Kühlmittels selbst entsteht aus dem Sauerstoff des Wassers das radioaktive Nuklid Stickstoff-16. Dieses verursacht wegen der hohen Energie der Zerfallsstrahlung während des Leistungsbetriebes den grössten Anteil an der Dosisleistung der Kühlmittelaktivität und erreicht beim SWR auch die Turbinenanlage. Wegen seiner kurzen Halbwertszeit von 7 Sekunden klingt jedoch dieser Anteil nach dem Abschalten der Anlage sehr rasch ab.

Stickstoff-16

Tritium entsteht hauptsächlich durch Aktivierung der im Kühlmittel enthaltenen Stoffe Deuterium (im Wasser enthalten), Lithium (als Korrosionsschutz) und Bor (zur Regelung beim DWR benutzt). Die in das Kühlwasser eindringenden Neutronen erzeugen dort durch Kernreaktion auch Kohlenstoff-14.

Tritium

Abschirmung der Direktstrahlung

Im Reaktordruckbehälter ist das Kühlwasser selbst eine erste wirksame Abschirmbarriere. Die Alpha- und Betastrahlen aus dem Reaktorkern

Druckbehälter

werden schon dort vollständig zurückgehalten. Ausserhalb der 15—25 cm dicken Druckbehälterwand aus Stahl hat sich die direkte Gammastrahlung gegenüber der Intensität im Reaktorkern schon um etwa das 100 000fache verringert.

Die nahezu völlige Abschirmung der Neutronenstrahlung und der verbleibenden Gammastrahlung geschieht im 2 m dicken biologischen Schild aus Eisenbeton.

Direktstrahlung ausserhalb der Anlage rührt beim SWR vom Stickstoff-16 aus dem Bereich der Turbine her. Beim schweizerischen SWR Mühleberg tritt auch an einem Teil der Arealumzäunung eine erhöhte Ortsdosis auf, wie aus den Berichten der Eidg. Kommission zur Überwachung der Radioaktivität (KUeR) hervorgeht (LV 17).

Einschliessung der Radioaktivität

Den Austritt radioaktiver Stoffe in die Umgebung verhindern folgende Barrieren:

- In den keramischen Brennstoffpillen wird schon ein grosser Teil der Spaltprodukte zurückgehalten. Gasförmige und ein geringer Anteil der festen Spaltprodukte gelangen jedoch in den Spaltgasraum des Brennstabes.
- Die druckfest verschweissten Hüllrohre umschliessen die Brennstoffpillen gasdicht und verhindern einen Austritt der aus dem Brennstoff freigesetzten Spaltprodukte in das Kühlmittel.
- Die druckführende Umschliessung des Kühlmittels (Reaktordruckbehälter und Kühlkreislauf) verhindert bis auf eventuelle Leckagen eine Freisetzung von Radionukliden aus dem Kühlmittel in die Anlage-räume.
- Der innere Sicherheitsbehälter aus Stahl oder Beton kann den vollen Unfalldruck nach einem Kühlmittelverlust-Störfall (siehe 3.4.2) aufnehmen und weist eine hohe Dichtigkeit auf.
- Die äussere Sicherheitsumschliessung (Reaktorgebäude) aus 0,9 bis 1,6 m dickem Eisenbeton schützt die Anlageteile auch gegen Einwirkungen von aussen.

Rückhaltesysteme

Neben den erwähnten passiven Barrieren sind im Kernkraftwerk aktive Systeme für die Rückhaltung radioaktiver Stoffe installiert. Sie umfassen:

- Lüftungsanlagen mit Filtern,
- Abgasanlagen,
- Anlagen zur Behandlung radioaktiv kontaminierten Wassers.

Besondere Lüftungstechnische Anlagen verhindern eine lokale Anreicherung und eine unkontrollierte Ausbreitung eventuell an Leckagestellen ausgetretener radioaktiver Stoffe. Ein gestaffelter Unterdruck sorgt für eine gerichtete Luftströmung von Räumen kleiner zu solchen erhöhter radioaktiver Kontaminationsgefahr. Die Abluft aus diesen Räumen wird über Aerosolfilter und gegebenenfalls über Jodfilter zum Abluftkamin geführt.

Lüftungsanlagen

Während des Betriebes treten im Kühlmittel Gase auf, die zum Teil radioaktiv sind; es handelt sich um:

Abgasanlagen

- Spaltgase aus dem Brennstoff (z. B. Xenon-, Krypton-Isotope), sofern einzelne Brennelementhüllen undicht sind;
- Aktivierte Gase aus dem Kühlmittel (z. B. Stickstoff-, Argon-Isotope);
- Wasserstoff und Sauerstoff aus der strahlenbedingten Zersetzung des Wassers (Knallgas).

Diese Gase werden bei einem SWR nach dem Hauptkondensator kontinuierlich abgezogen und zur Abgasanlage geleitet. Beim DWR werden sie erst vor einem Öffnen des Primärkreises mit Stickstoff ausgespült und der Abgasanlage zugeführt. Dort wird das Gasgemisch durch Aktivkohlebetts oder Abklingtanks verzögert bzw. zurückgehalten bis die Radionuklide soweit zerfallen sind, dass ihre Abgabe über den Kamin zulässig ist. Die Abgasanlagen besitzen i. a. auch ein System zur kontinuierlichen Rekombination des unter der Wirkung der Strahlung aus dem Wasser entstehenden Knallgases.

Um einen langsamen Aktivitätsanstieg im Reaktorkühlwasser zu verhindern, durchläuft ständig ein Teilstrom des Kühlmittels die Kühlmittelreinigung, die im allgemeinen aus Verdampfern, Ionenaustauschern und Entgasern besteht. Gewisse Verunreinigungen können indessen örtlich, z. B. in Absetzzonen des Kreislaufes, zu verstärkter Strahlung führen.

Kühlmittelreinigung

Radioaktive Abwässer fallen ausserdem aus den Labors, aus der Wäscherei, den Dekontaminationsanlagen und aus möglichen Leckagen an. Je nach Verunreinigung und Aktivität werden sie durch Eindampfung, Ionenaustausch, mechanische Filtration, chemische Fällung oder mit einer Kombination dieser Verfahren gereinigt.

Abwasseranlagen

Überwachung der Radioaktivität

Die Radioaktivität der Reaktorsysteme wird kontinuierlich überwacht. An ausgewählten Orten innerhalb der Anlage werden die Dosisleistungen gemessen. Durch ständige Kontrolle von Luftproben aus verschiedenen Räumen der Anlage sowie durch regelmässige Analyse von Proben aus Kreisläufen und Behältern werden diese ortsfesten Messungen ergänzt. Zahlreiche Messwerte werden in der Kraftwerkswarte angezeigt, und bei

Überwachung der Radioaktivität

einer Annäherung an die Grenzwerte erfolgt eine Alarmierung des Betriebspersonals.

3.3.5 Überwachung der radioaktiven Abgaben

Mit Abluft und Abwasser werden geringe Mengen von radioaktiven Stoffen an die Umwelt abgegeben. Ihre Konzentration muss so klein sein, dass sie für Mensch und Umwelt unschädlich sind. Der Betreiber des Kernkraftwerkes hat eine lückenlose Kontrolle der abgegebenen radioaktiven Stoffe durchzuführen. Die behördliche Kontrollinstanz überprüft die Einhaltung der vorgeschriebenen Aktivitätsgrenzwerte regelmässig (vergl. SNG-Bericht «Emission radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken im Normalbetrieb», LV 18).

Überwachung der Abluft

Sämtliche Abgaben radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre werden durch kontinuierliche Messung einzelner Radionuklide oder Nuklidgruppen in der Kaminabluft, durch periodische gammaspektrometrische Analysen von Proben oder durch besondere Messungen überwacht. Im einzelnen werden unterschieden:

- Radioaktive Edelgase;
- Radioaktive Aerosole;
- Radioaktives Jod;
- Sondernuklide (z. B. Tritium, Kohlenstoff -14)

Die Edelgasaktivität wird durch Strahlungsmessgeräte unmittelbar und kontinuierlich gemessen.

Die Abgaben radioaktiver Aerosole sind wesentlich geringer als diejenige der Edelgase. Aerosole setzen sich aus radioaktiven und nicht radioaktiven Stäuben zusammen, an die sich radioaktive Dämpfe anlagern können, sowie aus festen Zerfallsprodukten gasförmiger Radionuklide. Nach Abtrennung von den Edelgasen erfolgt eine kontinuierliche Messung über ein Anreicherungsverfahren (Aerosolfilter).

Die Aktivität von Radiojod in der Abluft wird in ähnlicher Weise wie bei den Aerosolen über ein Jodfilter bestimmt.

Wichtige Messergebnisse werden ständig aufgezeichnet. Sollte sich ein Messwert einem oberen Grenzwert nähern, so wird in der Kraftwerkswarte Alarm ausgelöst.

Überwachung des Abwassers

Alle im Kontrollbereich anfallenden Abwässer werden in Sammel tanks erfasst und nach verschiedenen Methoden, z. B. Filterung und Ionenaustausch, gereinigt. Vor der Abgabe aus den dafür vorgesehenen Übergabebehältern in den Vorfluter muss sichergestellt sein, dass:

- repräsentative Proben zur Bestimmung der Aktivitätskonzentration entnommen wurden,
- der zulässige Grenzwert der Aktivitätskonzentration nicht überschritten wird und
- die spezifizierten Abgabelimiten sowie die Bestimmungen des Gewässerschutzes eingehalten werden.

Wird ein Grenzwert überschritten, so muss das Abwasser einer erneuten Reinigung unterzogen werden.

Während der Abgabe erfolgt eine kontinuierliche Kontrollmessung in der Abgabelleitung. Beim Überschreiten eines Grenzwertes wird die Abgabe automatisch unterbrochen und das Abwasser in den Reinigungskreislauf zurückgeleitet.

Nach Verdünnung des aktiven Abwassers mit dem nichtaktiven Kühlwasser des Kraftwerkes, aber vor der Einleitung in den Vorfluter, erfolgt nochmals eine kontinuierliche Aktivitätsmessung, bei welcher eine Überschreitung einer Grenzkonzentration automatisch in der Kraftwerkswarte angezeigt wird.

Einleitung
in den Fluss

Die Strahlenexposition der Bevölkerung durch die radioaktiven Abgaben aus den schweizerischen Kernkraftwerken über den Luft- und den Wasserpfad kann den jährlichen Berichten der KUeR (LV 17) entnommen werden.

3.4 Störfälle

3.4.1 Einleitung und Definitionen

In einem Kraftwerk, wie in jeder anderen technischen Anlage, kann der normale Betrieb durch Störungen beeinträchtigt werden, und diese können unter Umständen zu gefährlichen Situationen führen.

Für den Betreiber und die Sicherheitsbehörden erheischen sämtliche nicht normalen Betriebszustände Aufmerksamkeit, auch wenn sie keine Auswirkungen auf die Umwelt haben. Dies ist z. B. der Fall, wenn Komponenten Defekte aufweisen, bei denen materieller Schaden entsteht, eine unerlaubte Strahlenbelastung des Betriebspersonals erfolgt oder Aktivität in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wird, ohne dass dadurch die Abgabelimiten an die Umgebung überschritten werden. Die Bevölkerung wird durch solche Störfälle noch nicht gefährdet.

Störfälle ohne
Folgen für die
Bevölkerung

Eigentliche Unfälle aus der Sicht der Bevölkerung liegen dann vor, wenn durch eine erhöhte Radioaktivitätsabgabe aus dem Kernkraftwerk Personen gefährdet werden oder die Umwelt kontaminiert wird.

Störfälle mit
Folgen für die
Bevölkerung

So war z. B. der Vorfall in Windscale (GB 1957) ein Unfall aus betrieblicher als auch aus öffentlicher Sicht, da er eine ausgedehnte Geländekontamination verursachte, allerdings ohne akute Personenschäden anzurichten. Der Zwischenfall in Lucens (1969) war dagegen ein betriebsinterner Unfall, der zwar an der Anlage schwere materielle Schäden verursachte, hingegen weder für das Betriebspersonal unzulässige noch für die Bevölkerung merkliche Auswirkungen hatte.

Um solche Unterscheidungen zu erleichtern und in der Schweiz eine einheitliche Terminologie zu verwenden (sie ist leider von Land zu Land recht verschieden), hat die Eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Atomanlagen (KSA) folgende Definitionen von Betriebszuständen und Störfällen eingeführt:

Definitionen

- *Normalbetrieb*: Alle Zustände des Betriebs eines Kernkraftwerks innerhalb spezifizierter Betriebsgrenzen und Vorschriften, insbesondere bei Leistung (Voll- oder Teillast), während des An- oder Abfahrens, des Stillstandes, der Prüfung und Inspektion, des Unterhaltes oder des Brennstoffwechsels.
- *Störfälle*: Sammelbegriff für alle vom Normalbetrieb abweichenden Zustände einer Kernkraftwerksanlage. Diese umfassen Betriebsstörungen, Zwischenfälle, Unfälle und hypothetische Unfälle.
- *Betriebsstörung*: Vom Normalbetrieb abweichende Zustände, die ein oder mehrere Male während der Betriebsdauer einer Anlage auftreten können. Infolge geeigneter Vorkehrungen führen diese weder zu Schäden an Einrichtungen, die für die Sicherheit von Bedeutung sind, noch zu Brennstoffschäden und verursachen auch keine nennenswerten Dosen in der Umgebung.
- *Zwischenfälle*: Störfälle mit kleiner Eintrittswahrscheinlichkeit mit Schäden an Anlageteilen unter Einschluss von einzelnen Brennelementschäden, für welche die Anlage so ausgelegt ist, dass keine wesentliche Beeinträchtigung von Personen und fremden Sachen ausserhalb des Anlageareals eintritt.
- *Unfälle*: Schwere Störfälle mit seltener Eintrittswahrscheinlichkeit, die zu Schäden an der Anlage und zur Freisetzung grösserer Mengen radioaktiver Schadstoffe innerhalb der Anlage führen können, für welche die Anlage jedoch so ausgelegt ist, dass die Auswirkungen auf Personen und fremde Sachen ausserhalb des Areals eng begrenzt bleiben.
- *Hypothetische Unfälle*: Sehr schwere Störfälle, mit deren Eintritt nicht gerechnet und gegen welche die Anlage nicht voll ausgelegt wird, die aber bei hypothetischen Annahmen über Einzelereignisse oder über das Zusammentreffen von zwei oder mehr unabhängigen Ereignissen zum Durchbruch des Mehrbarrierenprinzips für die Rückhaltung radioaktiver Stoffe und zur Schädigung von Personen und Sachen in einem grösseren Gebiet ausserhalb des Areals führen könnten.

Diese Einteilung möglicher Betriebszustände eines Kernkraftwerkes wird in Fig. 1 schematisch dargestellt. Es bestehen in allen Fällen überlappende Grenzbereiche.

Fig. 1: Schematische Darstellung der möglichen Betriebszustände eines Kernkraftwerkes (gemäss KSA-Definitionen)



3.4.2 Störfallkategorien und Störfallanalysen

Die Anwendung der in Kapitel 3.2 beschriebenen prinzipiellen Sicherheitsmassnahmen auf ein konkretes Kernkraftwerksprojekt wird im Rahmen des vom Atomgesetz vorgeschriebenen Bewilligungsverfahren (siehe 5.2.2) von den Sicherheitsbehörden eingehend geprüft. Dabei spielt die Untersuchung von Störfällen eine zentrale Rolle.

Bewilligungs-
verfahren

Störfallanalysen

Auf Grund von Störfallanalysen hat ein Ersteller und/oder späterer Betreiber eines Kernkraftwerkes den Bewilligungsbehörden das Verhalten seiner Anlage bei einer grossen Zahl von angenommenen Störfällen (den sogenannten Auslegungsstörfällen) und deren möglichen Folgen genau darzulegen, unter Bezifferung der gegebenenfalls zu erwartenden Strahlenbelastung des Betriebspersonals und der Bevölkerung. Untersucht werden alle möglichen Ursachen für eine Beschädigung der Brennelemente oder für eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus den verschiedenen Systemen der Anlage. Die Sicherheitsbehörden prüfen nicht nur die Ergebnisse dieser Störfallanalysen, sondern auch die Vollständigkeit der betrachteten Störfälle sowie die zugrundegelegten Annahmen und die ver-

Prüfung der
Störfallanalysen

wendeten Berechnungsmethoden. Dabei haben sie festzustellen, ob das Projekt die gesetzlich bzw. behördlich festgelegten Grenzwerte und Strahlenschutzziele (siehe 5.1.2) einhält.

Störfallklassen

Die Auslegungstörfälle lassen sich in drei Hauptklassen einteilen:

Bei den sogenannten Transienten-Störfällen entsteht ein Ungleichgewicht zwischen der im Reaktor produzierten und der durch das Kühlsystem abgeführten Wärme, die druckführende Umschliessung des Primärkreises bleibt jedoch intakt.

Wird hingegen die Integrität des Primärkreises beeinträchtigt und dadurch die ausreichende Kühlung des Reaktorkernes in Frage gestellt, so spricht man von einem Kühlmittelverlust-Störfall.

In einer dritten Klasse werden weitere Störfälle zusammengefasst, unter denen mögliche Einwirkungen auf das Kraftwerk von aussen eine wichtige Rolle spielen (siehe 3.4.4).

Transienten-Störfälle

Einen genau äquivalenten deutschsprachigen Ausdruck für «Transiente» gibt es nicht. Das Wort impliziert sowohl die Änderung eines stationären Zustandes als auch etwas Vorübergehendes.

Arten von Transienten

Eine Transiente entsteht als Folge einer Diskrepanz zwischen der Wärmeproduktion im Reaktorkern und der Wärmeabfuhr durch das Kühlsystem. Diese Diskrepanz kann ihre Ursache sowohl im Ausfall von Komponenten haben (Pumpen, Ventile, Turbine, elektrische Eigenbedarfsversorgung, etc.), als auch die Folge von Reaktivitätsstörungen sein (unkontrollierten Stabfahrbewegungen, Stabauswurf, etc.). Ferner können auch Bedienungsfehler zu Diskrepanzen in der Wärmebilanz führen. Das Spektrum möglicher Transienten ist gross. Die wichtigsten Kategorien von Transienten-Störfällen sind die folgenden, wobei diejenigen, welche nur beim Druckwasserreaktor (DWR) möglich sind, entsprechend bezeichnet werden:

Beispiele von Transienten-Störfällen

- unkontrollierte Reaktivitätszunahmen;
- Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen;
- Turbinenschnellschluss und Lastabwurf;
- Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall);
- Fehlverhalten von Ventilen im Reaktorkühlsystem;
- Fehlverhalten verschiedener Ventile in der Sekundäranlage (DWR);
- Dampferzeuger-Heizrohrbrüche (DWR);
- Frischdampfleitungsbrüche (DWR);
- Frischdampfisolations- und ungewolltes Dampfabblassen.

Neben der Untersuchung jeder einzelnen Kategorie werden zusätzlich auch Kombinationen von Störfällen berücksichtigt. Einerseits werden beispielsweise verschiedene Störfälle mit einem gleichzeitigen Stromausfall kombiniert, andererseits werden eine Reihe von Betriebsstörungen untersucht, bei denen gleichzeitig auch ein Versagen des Reaktor-Schnellabschalt-systems angenommen wird, alles Ereigniskombinationen mit sehr geringer Eintretenswahrscheinlichkeit.

Kombinationen
von Störfällen

Durch rechnerische Analyse der Transienten ist man heute in der Lage, auch komplizierte Transientenabläufe zu erfassen. Dank pessimistischer Annahmen ist gewährleistet, dass in Wirklichkeit die Sicherheit noch höher liegt. Gültigkeit und Aussagekraft der verwendeten Rechenmodelle können bis zu einem gewissen Grad bei den Inbetriebnahmeversuchen des Kernkraftwerkes geprüft werden; im allgemeinen treten nur unbedeutende Differenzen zwischen Rechnung und Realität auf.

Rechenmodelle

Diese Störfallanalysen haben nachzuweisen, dass im Eintretensfall die vorhandenen Schutzeinrichtungen und Sicherheitssysteme die Temperaturen im Reaktorkern und den Druck in den Kühlsystemen mit ausreichender Reserve unterhalb der zulässigen Grenzen halten würden.

Einzuhaltende
Betriebsgrenzen

Nennenswerte radioaktive Abgaben an die Umgebung sind beim Druckwasserreaktor nur beim Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres zu erwarten, da damit eine Rückhaltebarriere durchbrochen wird. Beim Siedewasserreaktor führt eine Isolation (Absperrung der Frischdampfleitung bei Lastabwurf) oder ein Dampfabblassen zunächst nur zu einer radiologischen Belastung der Luft im Innern des Sicherheitsbehälters, und dies kann zufolge eventueller kleiner Leckagen zu einer begrenzten Abgabe an die Umgebung führen. Der beim Siedewasserreaktor nicht völlig auszuschliessende Bruch einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus stellt den Transienten-Störfall dar, der trotz eines Schnellschlusses von mehrfach ausgeführten Isolationsventilen eine direkte radiologische Auswirkung auf die Umgebung verursacht.

mögliche
radioaktive
Abgaben

Kühlmittelverlust-Störfälle

Ein Kühlmittelverlust-Störfall entsteht dann, wenn das im Primärkühlkreislauf unter hohem Druck stehende Wasser bzw. der Dampf an einer Leckagestelle oder zufolge Bruches einer Leitung oder der druckführenden Wand einer Komponente ausfliesst bzw. ausdampft. Ohne Gegenmassnahmen könnte es dabei zu einer Überhitzung des Reaktorkerns, zum Schmelzen von Brennelementhüllen und — im Extremfall — auch von Brennstoff kommen, so dass erhebliche Mengen radioaktiver Spaltprodukte in den Sicherheitsbehälter des Kraftwerkes freigesetzt würden.

Beschreibung

Notkühlsystem

Zum Schutz vor einem solchen Störfall sind alle Kernkraftwerke mit einem Notkühlsystem ausgerüstet. Die amerikanische Sicherheitsbehörde hat 1974 nach ausgedehnten öffentlichen Hearings ein geschlossenes Regelwerk zur Auslegung der Notkühlsysteme von Leichtwasserreaktoren ausgearbeitet und zur gesetzlichen Vorschrift erklärt (LV 19). Dieses Dokument gibt den Stand der Technik auf diesem Gebiet wieder und wurde als integrierender Bestandteil in die entsprechenden schweizerischen Vorschriften übernommen (LV 20).

Einzuhaltende Betriebsgrenzen

Diese verlangen eine solche Auslegung des Notkühlsystems, dass für das ganze Spektrum von möglichen Leitungsbrüchen verschiedener Lage und Grösse, angefangen bei kleinen Leckagen bis zum plötzlichen Bruch der grössten in der Anlage vorhandenen Primärkreisleitung, die Brennelement-Hüllentemperatur einen vorgeschriebenen sicheren Grenzwert nicht überschreitet, und dass die Kühlbarkeit des Reaktorkerns jederzeit erhalten bleibt. Nach erfolgter Notkühlung muss die Nachzerfallswärme während längerer Zeit abgeführt werden können. Diese Betriebsgrenzen müssen eingehalten werden, auch wenn gleichzeitig mit dem Kühlmittelverlust die normale Stromversorgung des Werkes nicht zur Verfügung stehen und zusätzlich irgend eine wichtige Komponente des Notkühlsystems durch eine Störung ausfallen sollte.

Beschreibung eines Notkühlsystems

Das Notkühlsystem eines Leichtwasserreaktors ist aus redundanten, d. h. mehrfach ausgeführten Systemen aufgebaut und enthält üblicherweise sowohl passive wie aktive Elemente. Die passiven Systeme, welche keine äussere Leistungszufuhr benötigen, bestehen z. B. beim Druckwasserreaktor (DWR) aus Druckspeichern, welche boriertes Wasser unter einem beim Störfall den Primärkreisdruck überschreitenden Druck enthalten. Die aktiven Systeme setzen sich beim DWR je aus einem Reservoir borierten Wassers und je einer Hoch- und Niederdruckpumpe mit den notwendigen Leitungen zusammen, wobei unter Umständen jedem dieser Systeme eine eigene Notstromgruppe zugeordnet ist. Die aktiven Systeme beim Siedewasserreaktor (SWR) weisen sowohl Hochdruck- als auch Niederdrucksysteme auf.

Schliesslich ist auch die Wasserzufuhr in den Reaktordruckbehälter diversitär ausgeführt, etwa sowohl als Sprühsystem, welches das Wasser über dem Reaktorkern verteilt, als auch andererseits als Zuleitung direkt in den Reaktordruckbehälter, von wo das eingeführte Wasser den Reaktorkern von unten erreichen kann. Diese Vervielfachung der Systeme nach Art und Zahl lässt eine hohe Zuverlässigkeit der Notkühlfunktion erwarten.

Rechenmodelle

Die bei den Störfallanalysen und zur Bemessung des Notkühlsystems verwendeten Rechenmodelle basieren auf einer Vielzahl von Forschungsergebnissen und Modellversuchen; die Ableitung der massgebenden Gesetzmässigkeiten und ihre sinngemässe Anwendung auf das wirkliche Objekt entsprechen bewährten Methoden der Ingenieurwissenschaft.

Eine im Rahmen der American Physical Society (APS) im Jahre 1975 durchgeführte kritische Analyse der Sicherheit von LWR-Kraftwerken (LV 21) unterstrich die Komplexität der bei einem Einsatz des Notkühl-systems auftretenden physikalischen Vorgänge und empfahl der amerikanischen Sicherheitsbehörde eine Erweiterung ihres diesbezüglichen Forschungsprogrammes. Die bisher in den USA an der Anlage LOFT (LV 22) *) unter realistischen Bedingungen durchgeführten Notkühl-verseuche, an denen auch die Schweiz beteiligt ist, haben gezeigt, dass die heute für Störfallanalysen vorgeschriebenen, die Vorgänge vereinfachen-den Rechenverfahren, die Wirksamkeit der Notkühl-systeme erwartungs-gemäss unterschätzen, d. h. dass sie zu pessimistisch sind. Diese Notkühl-verseuche liefern eine wertvolle Grundlage, um in den Rechnungen die wirklichen Vorgänge besser zu erfassen und unnötige Sicherheitszuschläge abzubauen.

Bestätigungs-
verseuche

Die automatisch funktionierenden Notkühl-systeme, welche nach den ge-nannten Vorschriften ausgelegt sind, stellen sicher, dass die Kühlbarkeit des Reaktorkerns gewährleistet ist, sie schliessen jedoch eine Beschädigung einiger Brennelement-Hüllrohre nicht aus. Ein Teil der dabei freigesetzten Spaltprodukte würde dann aus allfällig undichten Stellen des Sicherheits-behälters austreten. Bei dem in der Schweiz angewandten doppelten Sicherheitseinschluss kann diese Leckageluft im Reaktorgebäude gefasst und in den Sicherheitsbehälter zurückgepumpt (Lösung Beznau) oder vor der Abgabe an die Umgebung via Kamin filtriert werden. Dieser haupt-sächlich aus Edelgasen bestehende Rest würde dort höchstens eine Strah-lendosis von einigen Millirem verursachen. Erst bei einem nahezu völligen Versagen des Notkühl-systems wäre mit einem Schmelzen von Brennstoff und einer stärkeren Abgabe von Radioaktivität zu rechnen (vergl. Kapitel 3.4.5).

mögliche Abgabe
radioaktiver
Stoffe

Diverse Störfälle

Wichtige Beispiele anderer Störfälle, welche auf anlageinterne Ereignisse zurückgehen, sind: Beispiele

- Störfälle bei der Handhabung von Brennelementen;
- Leckage oder Bruch von Hilfssystemen, die radioaktive Stoffe enthal-ten, ausserhalb des Sicherheitsbehälters;
- Brände.

*) LOFT ist eine Versuchsreaktoranlage von 55 MW thermischer Leistung, welche die Primärkreisläufe und das Notkühl-system eines DWR funktionsgetreu nach-bildet. Seit Ende 1978 wurden 10 nukleare Versuchsreihen durchgeführt; weitere Versuchsreihen, nach dem Unfall in Harrisburg z. T. den dortigen Erkenntnissen angepasst, sind bis 1983 geplant. Sie sollen mit einem Versuch abgeschlossen wer-den, bei dem die Notkühlung so stark beeinträchtigt ist, dass Brennstoffhüllen zum Schmelzen kommen.

Beim Ausbau eines bestrahlten Brennelementes aus dem Reaktorkern könnte dieses mechanisch beschädigt werden. Die Mengen in den Sicherheitsbehälter freigesetzter, gasförmiger und leicht flüchtiger Spaltprodukte wären in einem solchen Fall wesentlich geringer als bei einem Kühlmittelverlust-Störfall.

Käme es zu einem Handhabungs-Störfall ausserhalb des Sicherheitsbehälters, beispielsweise beim Abtransport von Brennelementen, wären die Folgen kaum grösser. Zwar würde in einem solchen Fall die Schutzwirkung des Sicherheitsbehälters und der Filteranlagen zumindest teilweise fehlen, die radiologisch gefährlichsten Jodisotope wären aber grösstenteils schon zerfallen, da die Brennelemente erst nach einer Abklingzeit von der Grössenordnung eines halben Jahres aus dem Lagerbecken entfernt werden.

Störfälle, welche bei der Handhabung von Brennelementen oder an radioaktiven Hilfssystemen, welche radioaktive Stoffe enthalten, eintreten können, sind je nach Anlage verschieden, weshalb hier nicht näher darauf eingetreten wird. Der notwendige Schutz von Betriebspersonal und Bevölkerung ist im allgemeinen durch einfache technische Massnahmen zu gewährleisten, sowie durch Beschränkung des gespeicherten Inventars an radioaktiven Stoffen.

Ein Brandausbruch ist auch in einem Kernkraftwerk einer der wahrscheinlicheren Störfälle. Das beim Brandschutz zu erreichende Ziel besteht darin, den Reaktor sicher abzustellen und die Nachwärme aus den Brennelementen dauernd abzuführen. Dies wird durch eine brandschutztechnisch ausreichende bauliche Trennung (Separation) der mehrfach ausgeführten Sicherheitssysteme (Redundanzstränge) angestrebt. Das Entstehen eines Brandes wird durch die Wahl nicht oder nur schwer brennbarer Materialien erschwert, dessen räumliche Ausbreitung, beispielsweise in Kabelkanälen, durch Schottwände und Sprinkleranlagen verhindert. Feuermelder sollen einen Brandausbruch frühzeitig erkennen lassen.

Werden diese Massnahmen nicht konsequent durchgeführt, können Brände schwerwiegende Auswirkungen haben, wie dies im Jahre 1975 der im Kernkraftwerk Browns Ferry (USA) durch grobe Fahrlässigkeit ausgelöste Kabelbrand gezeigt hat. Bei der Dichtheitsprüfung einer aus leicht brennbarem Kunststoffschaum bestehenden Abschottung eines Kabelkanals mittels einer offenen Kerzenflamme entstand ein Kabelbrand, der wegen schlechter Zugänglichkeit während vielen Stunden mit CO₂ nicht gelöscht werden konnte. Der Brand führte zu Kurzschlüssen und Erdschlüssen, so dass die Steuerspannung einer zunehmenden Zahl von Komponenten ausfiel. Der Reaktor musste von Hand abgeschaltet werden. Da die räumliche Trennung der zu verschiedenen Redundanzsträngen führenden Kabel ungenügend war, fielen mit der Zeit gewisse Sicherheits-

funktionen ganz aus, so die normale Nachwärmeabfuhr, die Kühlmittel-nachspeisung und später die Druckentlastung des Primärkühlkreislaufes. Während längerer Zeit konnte der Reaktor durch Nachspeisen von Wasser mittels Hilfspumpen und Abblasen von Dampf gekühlt werden. Als die Entlastungsventile ebenfalls ausfielen, stieg der Druck aber an, so dass eine Nachspeisung nur auf improvisierte Weise mittels einer Steuerstab-Antriebspumpe gewährleistet werden konnte, bis dann die Steuerung der Entlastungsventile wiederhergestellt war. Als siebeneinhalb Stunden nach Beginn, entgegen der geltenden Vorschrift, die Brandbekämpfung mit Wasser aufgenommen wurde, konnte das Feuer innerhalb weniger Minuten gelöscht werden.

Grundlage für das Brandschutzkonzept in den schweizerischen Kernkraftwerken bilden internationale Richtlinien (LV 23), und die Brandschutzmassnahmen unterstehen der Genehmigung durch die kantonalen Instanzen sowie durch die eidgenössischen nuklearen Sicherheitsbehörden (vergl. Kapitel 5.2). Der Separation der verschiedenen Redundanzstränge ist in den schweizerischen Kernkraftwerken, wie in Schweden (LV 24), die notwendige Aufmerksamkeit geschenkt worden. Seit dem Turbinenölbrand in Mühleberg im Jahre 1971, der später auch auf die Verkabelungen der Reaktoranlage übergriff, sind die Brandschutzmassnahmen in den schweizerischen Kernkraftwerken weiter ausgebaut worden.

Brandschutz
in der Schweiz

3.4.3 Vorkommnisse in kerntechnischen Anlagen

In allen Ländern, teilweise auf Grund internationaler oder zwischenstaatlicher Abkommen, wird verlangt, dass Vorkommnisse in kerntechnischen Anlagen den Sicherheitsbehörden gemeldet werden. Vorkommnisse in amerikanischen Kernkraftwerken bis etwa 1962 sind bei Schulz (LV 25) zu finden. Seit 1960 werden alle gemeldeten Vorkommnisse in der Zeitschrift «Nuclear Safety» (LV 26) publiziert und diskutiert.

weltweite
Berichterstattung

In der Bundesrepublik Deutschland führt die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) in Köln (früher IRS) die von Schulz begonnene Sammlung aller Vorfälle weiter. Für den Zeitraum 1965—1977 hat das Bundesministerium des Innern (BMI) alle «besonderen Vorfälle in Kernkraftwerken der BRD» zusammengestellt (LV 27). Beschreibungen bedeutender Störfälle in deutschen Anlagen finden sich zudem bei Michaelis (LV 28) und Hoffmeister (LV 29), die Betriebserfahrungen von 13 europäischen Leichtwasser-Kernkraftwerken hat Küffer (LV 9) zusammengestellt.

Die Meldepflicht in der Kerntechnik erstreckt sich in manchen Ländern auch auf sicherheitstechnisch wenig signifikante Störungen. Bei Vergleichen mit anderen Gebieten der Technik, wo eine Meldepflicht über be-

auch Trivial-
störungen erfasst

triebsinterne Vorkommnisse meist gar nicht besteht, ist dies zu beachten. Die Anzahl der Meldungen kann deshalb nicht direkt als Sicherheitsmassstab interpretiert werden.

Es ist nicht möglich, im vorliegenden Bericht einen einigermaßen vollständigen Überblick über die in Anlagen zur nuklearen Energieerzeugung eingetretenen Vorkommnisse zu geben. Wir beschränken uns im folgenden auf die Störfälle in kerntechnischen Anlagen jeder Art, die entweder zu akuten Personenschäden, zu schweren Anlageschäden oder zu unzulässigen Aktivitätsabgaben an die Umgebung geführt haben.

Störfälle an
LWR-Kraft-
werken

Von anderen Störfällen, welche sich weltweit bei Leichtwasser-Kernkraftwerken ereignet und durch die Medien bekannt gemacht worden sind, seien immerhin folgende erwähnt:

- Risse in druckführenden Systemen,
- korrosionsbedingte Leckagen an den Rohrbündeln von Dampferzeugern bei DWR,
- vibrationsbedingte Schäden an Kernkomponenten im Reaktordruckgefäß sowie am Druckabbausystem von SWR,
- Kabelbrände (Browns Ferry, Mühleberg, siehe oben) und Brände in Hilfssystemen (Lingen),
- Teilversagen der Reaktor-Schnellabschaltung (Browns Ferry),
- ungewollte, die Grenzwerte gelegentlich leicht übersteigende Abgaben radioaktiver Stoffe mit der Abluft und dem Abwasser (z. B. Brunsbüttel).

Viele Vorkommnisse wurden bei den regelmässigen Überprüfungen festgestellt. Oft handelt es sich erst um Ansätze zu später möglichen Defekten, die auf diese Weise frühzeitig entdeckt und behoben werden können.

der Faktor
Mensch

Bei der Untersuchung von Vorkommnissen muss neben der Abklärung von technischen, konstruktiven und materialbedingten Ursachen auch der menschliche Faktor beachtet werden, der als Fehlbeurteilung, Fehlmanipulation, ungeeignete Organisation usw. zum Vorschein kommen kann.

Lehren

Es ist sehr wichtig, dass aus allen Vorkommnissen laufend die Lehren gezogen werden. Diese führen nicht nur an der betroffenen Anlage, sondern meist weltweit an gleichen oder ähnlichen Anlagen zu entsprechenden Kontrollen und Änderungen, zu organisatorischen Verbesserungen sowie zur Vertiefung der Ausbildung des Betriebspersonals.

bisher keine
Schädigungen

Bei Kernkraftwerken sind nur in seltenen Fällen Abgabelimiten während kurzer Zeit überschritten worden, wobei keine Schädigungen von Bevölkerung und Umwelt aufgetreten sind. Dies ergibt sich aus den periodischen Berichten von UNSCEAR (LV 2, 30), welche weltweit die Lage erfassen und beurteilen, sowie aus den detaillierten Umweltüber-

wachungsberichten der einzelnen Länder (Schweiz: Jahresberichte der KUEr; BRD: Jahresberichte des Bundesgesundheitsamtes; Westeuropa: EURATOM; USA: Environmental Protection Agency [EPA]).

Übersicht über eingetretene schwere Störfälle

Tabelle 4 enthält eine Zusammenstellung aller bekannt gewordenen, in kerntechnischen Anlagen aller Art eingetretenen Vorkommnisse, welche akute Personenschäden verursachten, sowie alle gemäss Kapitel 3.4.1 als Unfälle an Reaktoren zu klassierenden Ereignisse.

Von den Vorkommnissen mit Personenschäden zufolge nuklearer Ereignisse traten weniger als die Hälfte an Reaktoren auf. Sie betrafen Versuchs- oder Forschungsreaktoren, jedoch kein eigentliches Kernkraftwerk. Der SL-1-Reaktor in Idaho war der Prototyp eines militärischen Klein-kraftwerkes von 300 kWe, der auch bezüglich Sicherheitstechnik nicht mit einem modernen Kernkraftwerk verglichen werden kann. Die anderen nuklear bedingten Personenschäden ereigneten sich durch Kritikalitätsunfälle bei kritischen Experimenten oder bei der chemischen Verarbeitung von Spaltmaterial, meist unter Laborbedingungen im Rahmen von militärischen Kernwaffenprogrammen.

nukleare
Ereignisse mit
Personenschäden

Eine zweite Gruppe von Vorkommnissen an Reaktoren geht auf eine Beeinträchtigung der Kühlung meist eines oder weniger Brennelemente zurück, so Chalk River, Idaho (1955), Windscale, Detroit, Lucens, während in Harrisburg die Kühlung des gesamten Reaktorkerns stark beeinträchtigt worden ist. Diese Vorkommnisse führten alle zu schweren Schäden an der Anlage, jedoch in keinem Fall zu akuten Personenschäden und lediglich bei Windscale und Harrisburg zu einer Abgabe von radioaktiven Stoffen an die Umwelt (siehe unten).

Ereignisse
an Reaktoren
mit Sachschäden

Abgesehen von Harrisburg lassen sich aus diesen Ereignissen nur beschränkt Schlüsse auf mögliche Vorkommnisse an heutigen Leichtwasser-Kernkraftwerken ziehen, da es sich meist um Versuchsreaktoren, also um völlig andere Konstruktionsarten handelt. Die Ereignisse in den Kernkraftwerken Surry und Gundremmingen, bei denen je zwei Arbeiter durch Dampf verbrüht und getötet wurden, und jenes im CO₂-gekühlten Versuchs-Kernkraftwerk Jaslovské Bohunice in der Tschechoslowakei, wo bei einem Brennelementwechsel das Kühlmittel ausströmte und zwei Betriebsleute erstickten, waren nicht-nukleare Industrieunfälle; die Strahlendosis durch die Radioaktivität im Dampf (Gundremmingen) bzw. in CO₂ lag weit unter den zulässigen Grenzwerten.

nicht-nukleare
Industrieunfälle

Mit einer mehr als lokalen, also das Areal des Werkes überschreitenden radioaktiven Immission waren nur die Vorkommnisse in Windscale,

Ereignisse
mit unzulässigen
Immissionen

Tabelle 4: Vorkommnisse mit schweren Auswirkungen in kerntechnischen Anlagen

Jahr	Ort/Land	Anlagentyp	Ereignis	Betriebspersonal Personenschäden leicht schwer Tod	Anlage- schäden	unzul. Immis- sionen
1945	Los Alamos/USA	krit. Exper., militär.	Kritikalitätsunfall	2 0 0	—	keine
1945	Los Alamos/USA	krit. Exper., militär.	Kritikalitätsunfall	1 0 1	—	keine
1946	Los Alamos/USA	krit. Exper., militär.	Kritikalitätsunfall	5 1 1	—	keine
1952	Argonne/USA	krit. Anordn., Forsch.	Kritikalitätsunfall	1 1 0	leicht	keine
1952	Chalk River/CA	Forschungsreaktor NRX	Brennelement geschmolzen	0 0 0	schwer	lokal
1954	UdSSR	Versuchsreaktor	Kritikalität?	0 2 0	—	keine
1955	Idaho/USA	Versuchsbrutreaktor EBR-1	Reaktorkern geschmolzen	0 0 0	schwer	keine
1957	Windscale/GB	Produktionsreaktor, militär.	Graphitbrand, Brennelemente geschmolzen	0 0 0	schwer	regio- nal
1957/58	Sverdlovsk/UdSSR	nukleares Abfallager	nicht-nukl. Freisetzung von Spaltprodukten	? ? ?	? ?	regio- nal
1958	Vincennes/USA	Nullleistungsreaktor Forsch.	Kritikalitätsunfall	0 5 1	schwer	keine
1958	Los Alamos/USA	Chemie, Pu-Rückgewinnung	Kritikalitätsunfall	2 0 1	—	keine
1961	Idaho/USA	Versuchsreaktor SL-1, milit.	Kritikalitätsunfall	0 0 3	schwer	lokal
1962	Hanford/USA	Chemie, Pu-Rückgewinnung	Kritikalitätsunfall	3 0 0	—	keine
1964	Rhode Island/USA	Wiederaufbereitung	Kritikalitätsunfall	2 0 1	—	keine
1965	Mol/B	Forschungsreaktor	Kritikalitätsunfall	0 1 0	—	keine
1966	Detroit/USA	Versuchs-KKW mit SNR	Brennelemente geschmolzen	0 0 0	schwer	keine
1969	Lucens/CH	Versuchs-KKW	Brennelement geschmolzen und verbrannt	0 0 0	schwer	keine
1972	Surry/USA	kommerz. KKW	konvent. Dampfuntfall	0 0 2	—	keine
1975	Gundremmingen/D	kommerz. KKW	konvent. Dampfuntfall	0 0 2	—	keine
1976	Bohunice/CS	Versuchs-KKW	Kühlmittel CO ₂ ausgeströmt	? ? 2	—	lokal
1976	Hanford/USA	Chemie, Am-Abtrennung	nicht nukl. Explosion	0 1 0	schwer	keine
1979	Harrisburg/USA	kommerz. KKW	Zerstörung des Reaktorkerns zufolge ungenügender Kühlung	0 0 0	s. schwer	regio- nal

Swerdlovsk und Harrisburg verbunden. Beim Brand mehrerer Brennelemente des militärischen Plutonium-Produktionsreaktors in Windscale verbreitete die Luft der offenen Durchlaufkühlung erhebliche Mengen radioaktiver Edelgase und Jod in der Umgebung des Werkes, weshalb die Milch in einem Gebiet von etwa 500 km² eingezogen und vernichtet wurde. Das Kühlsystem dieses Reaktors hat aber keine Ähnlichkeit mit demjenigen eines Kernkraftwerkes. Auf Grund einer Rechnung mit den gleichen konservativen Annahmen über die Strahlenwirkung, wie sie zur Abschätzung der Folgen des Unfalles in Harrisburg verwendet wurden (siehe unten), können von den in der weiteren Umgebung von Windscale in den 70er- und 80er-Jahren auftretenden mehreren 100 000 Krebstodesfällen etwa 10 bis 20 auf den damaligen Unfall zurückgehen.

Das Ereignis 1957/58 in der UdSSR lässt sich nach den heute verfügbaren Informationen (LV 31) nur als eine unfallbedingte, aber nicht durch nukleare Prozesse hervorgerufene Freisetzung grosser Mengen abgetrennter Spaltprodukte aus dem hochaktiven Abfallager einer Wiederaufbereitungsanlage nuklearen Brennstoffs deuten, welche zu einer ausserordentlich starken und ausgedehnten Geländeverseuchung führte. Ob Opfer unter der Bevölkerung zu beklagen waren, ist nicht mit Sicherheit bekannt.

Der Unfall in Harrisburg

Der einzige, ein kommerzielles Kernkraftwerk betreffende nukleare Unfall ereignete sich am 28. März 1979 im Werk 2 des amerikanischen Kraftwerkes Three Mile Island (TMI-2) bei Harrisburg. Die wesentlichen Aspekte im Ablauf dieses Unfalles sind im Anhang beschrieben. Dieses Vorkommnis wurde durch eine grössere Zahl von Gremien eingehend untersucht, welche alle zu sehr ähnlichen Beurteilungen gelangt sind. Die folgende Übersicht stützt sich vorwiegend auf die Schlussfolgerungen der sog. Kemeny-Kommission (LV 32), welche durch den US-Präsidenten eingesetzt worden war, sowie auf den Zwischenbericht der ASK vom August 1979 (LV 33).

Der Unfall hat eine grössere Anzahl schwerwiegender Unzulänglichkeiten aufgedeckt. Das Kernkraftwerk TMI war mit den in den USA üblichen Sicherheitssystemen ausgerüstet, und diese haben auch bestimmungsgemäss funktioniert. Mit Ausnahme des Fehlverhaltens eines Ausblaseventils traten an Ausrüstungen keine Defekte auf. Die Anlagen des betreffenden Reaktor-Herstellers reagieren jedoch ausgesprochen empfindlich auf einen Ausfall der Speisewasserzufuhr zu den Dampferzeugern, was das auslösende Ereignis bei diesem Unfall war. Im übrigen haben sich die Messung von Betriebsgrössen und ihre Präsentation in der Kraftwerkswarte in vieler Hinsicht als ungenügend erwiesen. Der sehr spät erfolgte Abschluss des Sicherheitsbehälters, der auch der Grund war, dass die Sumpfpumpen

Fehler
an der Anlage

radioaktives Wasser unkontrolliert ins Hilfsanlagengebäude förderten, ging auf einen Auslegungsfehler zurück; die Kapazität mehrerer Hilfsysteme zur Beherrschung der Folgen eines Unfalles erwies sich als ungenügend.

menschliche
Fehler

Zum Teil bedingt durch diese Anlageschwächen spielte unzweckmässiges menschliches Handeln bei diesem Unfall die Hauptrolle. Das Eingreifen der Betriebsmannschaft vereitelte verschiedentlich das auslegungsgemässe automatische Funktionieren der Sicherheitssysteme, die den Unfallablauf frühzeitig und erfolgreich unterbrochen hätten. Der Anlagezustand wurde, zum Teil wegen mangelhafter Informationen, während längerer Zeit nicht richtig erkannt. Wegen ungenügender Grundkenntnisse über die vom normalen Betrieb stark abweichenden Vorgänge und auch wegen der Anwendung von Betriebsanleitungen, welche für solche Bedingungen ungeeignet waren, kam es zu Fehlhandlungen, die den Ereignisablauf wesentlich verschlimmerten.

Sicherheits-
prinzipien
unzulänglich
realisiert

Der Unfall in Harrisburg hätte niemals sich in so schwerwiegender Weise entwickelt oder derartige Folgen gehabt, wenn die in Kapitel 3.2 umrissenen Prinzipien der nuklearen Sicherheit in der Anlage TMI mit der notwendigen Konsequenz verwirklicht worden wären. Insofern hat dieser Vorfall die Zweckmässigkeit dieser Prinzipien bestätigt.

Es hat sich auch gezeigt, dass versäumt worden war, die notwendigen Lehren aus ähnlich eingeleiteten Vorfällen an einigen anderen Kernkraftwerken zu ziehen. Bei einem dieser Vorfälle am gleichen Reaktortyp (Davis-Besse, USA, 1977) hatte sich das Betriebspersonal zunächst ebenso falsch verhalten wie in Harrisburg, bei einem andern in Beznau (1974) hingegen hatte das Personal korrekt eingegriffen. Seit dem Unfall in Harrisburg haben die amerikanischen Anlagenbetreiber eine neue Organisation geschaffen (Nuclear Safety Analysis Center), um die Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken systematisch auszuwerten und für den Rückfluss der daraus gezogenen Lehren zu den Werken besorgt zu sein.

organisatorische
Mängel

Die Kemeny-Kommission hat verlangt, dass das in Kapitel 2 erläuterte Sicherheitsdenken bei jeder Tätigkeit umfassender zum Ausdruck kommen müsse; Kraftwerkbetreiber und die amerikanische Sicherheitsbehörde (NRC) dürften sich nicht mit dem Nachweis der formalen Erfüllung bestehender Sicherheitsvorschriften begnügen. Die Kommission betonte auch die damit zusammenhängenden Ausbildungs- und Organisationsfragen.

Folgen des
Unfalles

Die gesundheitlichen Auswirkungen des Unfalles waren unbedeutend; in den Worten der Kemeny-Kommission: «Die effektiven Abgaben (radioaktiver Stoffe an die Umgebung) werden einen vernachlässigbaren Einfluss auf die physische Gesundheit von Personen haben». Unter den 2 Mil-

für Personen

lionen Menschen, welche bis zu einem Abstand von 80 km um das Werk wohnen, sind im Verlaufe der nächsten 30 Jahre rechnerisch zufolge des Unfalles 0,7 Todesfälle durch Krebs zu erwarten. In der gleichen Bevölkerung ist statistisch auf Grund «natürlicher» Ursachen mit etwa 300 000 Krebstodesfällen zu rechnen. Unter den Betriebsangehörigen von TMI trat bei dreien eine leichte Überschreitung der zulässigen Quartalsdosis von 3 rem auf (max. 4 rem).

Die an der Anlage selbst entstandenen Schäden sind hingegen ausserordentlich schwer. Rund 90% der Brennelementstäbe wurden beschädigt, und etwa 50% der Zirkonhüllen oxydierten mit Wasser; soweit bis jetzt feststellbar, trat aber kein oder kaum Brennstoffschmelzen ein. Der Sicherheitsbehälter wurde stark radioaktiv kontaminiert und konnte erstmals im Sommer 1980 wieder betreten werden. Die Reinigungs- und Aufräumarbeiten dürften bis 1986 dauern.

für die Anlage

Von der Kemeny-Kommission wurde das weitgehende Fehlen detaillierter Notfall-Schutzpläne gerügt und die Information der Öffentlichkeit während des Unfalls hart kritisiert. Die daraus entstandene Unsicherheit hatte die zivilen Behörden und die Anwohner einer ausserordentlichen psychischen Belastung ausgesetzt. Dies hatte unter anderem zur Folge, dass neben der vorsorglich empfohlenen Abreise von schwangeren Frauen und Kleinkindern aus einem bestimmten Umkreis auch ein grosser Teil der Bevölkerung auszog.

Notfall-massnahmen

Der Unfall in Harrisburg hat weltweit eine Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke ausgelöst und zu zahlreichen anlagetechnischen und organisatorischen Verbesserungen geführt. Dies gilt auch für die Schweiz, wo allerdings kein Kernkraftwerk des Herstellers von TMI steht. Zu prüfen war also, wie weit Fehler, wie sie im TMI vorgekommen sind, in ähnlicher Weise bei unseren Anlagen denkbar sind, und welche zusätzlichen Massnahmen die Wahrscheinlichkeit ihres Auftretens verringern könnten. Die meisten dieser Massnahmen sind inzwischen realisiert worden.

weltweite Sicherheitsüberprüfungen

Zusammenfassung

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass beim Betrieb kommerzieller Kernkraftwerke, zum mindesten in der westlichen Welt, bisher keine Personen in oder ausserhalb der Anlagen durch ein nuklear bedingtes Ereignis oder durch Strahlung nachweislich zu Schaden gekommen sind. Als Folge der bis heute eingetretenen Reaktorunfälle muss in der Bevölkerung nach den heute verwendeten Berechnungsgrundlagen (vergl. SNG-Bericht «Strahlengefährdung durch Kernkraftwerke», LV 10) weltweit im Verlaufe von rund 20 Jahren gegenüber der «natürlichen» Sterb-

bisher keine Schädigung von Personen durch KK W

lichkeit durch Krebs statistisch mit ungefähr einem zusätzlichen Krebstodesfall gerechnet werden.

3.4.4 Einwirkungen von aussen

Beispiele

Neben Störungsursachen, welche im Kernkraftwerk selbst entstehen, können insbesondere folgende äussere Einwirkungen eine Gefahr darstellen:

- Erdbeben, Erdbeben, Erdrutsch,
- Stürme, Flutwellen,
- Hochwasser,
- Blitzschlag,
- Explosionen,
- Grossflächenbrände,
- Flugzeugaufprall,
- Einwirkungen Dritter,
- kriegerische Einwirkungen.

Solche äusseren Einwirkungen können besonders gefährlich sein, da sie zum gleichzeitigen Versagen mehrerer, voneinander unabhängiger Systeme Anlass geben können.

massgebende Einwirkungen

Die Sicherheitsbehörden legen nach Prüfung der örtlichen Verhältnisse fest, gegen welche dieser Einwirkungen ein geplantes Kernkraftwerk zu schützen ist, und sie bestimmen im allgemeinen auch das Ausmass der jeweils zu postulierenden Einwirkung.

Wirbelstürme, Hochwasser, Explosionen, Flächenbrände

In Europa spielen Naturgewalten wie Wirbelstürme keine grosse Rolle. Unter dem Stichwort Hochwasser ist in der Schweiz vor allem an die Auswirkungen eventueller Dammbrüche im Tal oberhalb des Kernkraftwerkes zu denken. Der Blitzschutz stellt eine konventionelle Massnahme dar. In der Nähe explosionsgefährlicher Einrichtungen wie Sprengstofflager würde ein Kernkraftwerk nicht zugelassen. In der Praxis steht daher die Explosionsgefahr zufolge von Unfällen beim Transport von Sprengstoffen oder explosiven Gasen im Vordergrund. Diese Gefahr hängt von den in der Nähe des Standortes vorbeiführenden Transportwegen ab. Ähnliches gilt für Flächenbrände, welche bei Transportunfällen denkbar sind.

zusätzlicher Schutz durch Notstandssystem

Die Schutzmassnahmen gegen solche Einwirkungen lassen sich im allgemeinen durch entsprechende Auslegung und Ausführung von Gebäuden, Systemen und Komponenten realisieren, weshalb hier nicht näher auf sie eingetreten werden soll. Erwähnenswert ist aber, dass die neuen Kernkraftwerke in der BRD und in der Schweiz (Gösgen und folgende) mit einem sogenannten Notstandssystem ausgerüstet sind, das einen zusätzlichen Schutz gegen ein breites Spektrum von äusseren Einwirkungen

bietet. Dieses neben den anderen Sicherheitssystemen vorhandene und autark operierende Notstandssystem ist gebunkert ausgeführt und in der Lage, auch bei schweren äusseren Einwirkungen den Reaktor in einem gesicherten, abgeschalteten Zustand zu halten und die Nachwärmeabfuhr über eine längere Zeit ohne Eingreifen des Betriebspersonals zu gewährleisten. Neuerdings haben die Sicherheitsbehörden im Rahmen ihrer Nachrüstforderungen verlangt, dass auch die älteren Kernkraftwerke Beznau und Mühleberg mit einem Notstandssystem ausgerüstet werden.

Erdbeben

Das Risiko von Erdbeben ist weltweit vorhanden, aber bezüglich Häufigkeit und Ausmass regional sehr verschieden. Die Schweiz liegt im tektonisch immer noch aktiven Alpenbereich, zählt aber nicht zu den besonders erdbebengefährdeten Gebieten. Auf Grund einer umfassenden Studie (LV 34) ist kürzlich die Höhe und Verteilung des Erdbebenrisikos in der Schweiz in Erdbeben-Risikokarten dargestellt worden (vergl. SNG-Bericht «Die Wahl des Standortes von Kernkraftwerken», (LV 35).

Erdbebenrisiko
in der Schweiz

Die Erdbebenbelastung ist ein wichtiges Auslegungskriterium eines Kernkraftwerkes. Ausser den massgeblichen Bauten und dem Reaktorkühlsystem sind in den neuen Anlagen auch die sicherheitstechnisch wichtigen mechanischen und elektrischen Komponenten auf das sogenannte «Sicherheitserdbeben» hin ausgelegt. Dieses stellt das schwerste Erdbeben dar, welches am Standort des Kraftwerkes innerhalb eines Zeitraumes von 10 000 Jahren zu erwarten ist. Verlangt wird, dass der Reaktor auch unter diesen Bedingungen sicher abgeschaltet werden kann und die Abfuhr der Nachwärme sichergestellt bleibt, so dass weder für das Betriebspersonal noch für die Bevölkerung in der Umgebung eine wesentlich höhere Strahlengefährdung entstehen würde als beim Normalbetrieb.

Auslegungsbasis:
Sicherheits-
erdbeben

Schutzziel

Diese Auslegung enthält noch eine beträchtliche Reserve gegenüber stärkeren Erdbeben als dem Sicherheitsbeben. Bei einem solchen stärkeren Erdbeben wäre vorerst lediglich mit dem Auftreten von Rissen in den Bauwerken zu rechnen. Bei eventuellen Störungen an der Reaktoranlage selbst, zum Beispiel bei einzelnen Leitungsbrüchen oder Funktionsstörungen an gewissen Systemen, ist damit zu rechnen, dass die hohe Redundanz der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme auch hier eine erhebliche Sicherheitsmarge bietet, bevor eine wirkliche radiologische Gefährdung der Umgebung entsteht.

Verhalten bei
stärkeren
Erdbeben

Flugzeugaufprall

Aufgrund nationaler und internationaler Statistiken über Flugzeugabstürze ist für das schweizerische Mittelland ausserhalb von Flugschneisen in

Wahrscheinlich-
keit

Flugplatznähe mit einer Wahrscheinlichkeit von 10^{-6} bis 10^{-7} pro Jahr damit zu rechnen, dass ein Flugzeug auf eine vorbestimmte «Zielfläche» von 100×100 m abstürzt (dies als Mittelwert für alle Flugzeugarten, -größen und -geschwindigkeiten). Ein solches Ereignis wäre als hypothetischer Unfall einzustufen, etwa gleich wie ein Flugzeugabsturz auf ein vollbesetztes Sportstadion oder auf einen Kino- oder Konzertsaal.

Aus dieser Überlegung wird in gewissen Ländern, beispielsweise in den USA, nur in unmittelbarer Flugplatznähe ein Schutz der Kernkraftwerke vor abstürzenden Flugzeugen gefordert. In der Schweiz hingegen wird dieser Schutz grundsätzlich verlangt. Als Auslegungsbasis für die neueren Kernkraftwerke wurde der senkrechte Aufprall einer Boeing 707 von 90 t Gewicht bei einer Geschwindigkeit von 370 km/h vorgeschrieben. Für neu zu erstellende Kraftwerke hat die Sicherheitsbehörde die inzwischen eingeführte deutsche Vorschrift übernommen, welche vom Sturz eines Militärflugzeugs von 20 t Gewicht bei einer Geschwindigkeit von 775 km/h ausgeht. Das zu erreichende Schutzziel entspricht dem oben für das Sicherheitserdbeben genannte.

Auch hier führt aber ein Überschreiten der Auslegungsbasis, beispielsweise durch Absturz eines schneller fliegenden oder noch schwereren Flugzeuges, nicht schon zwangsläufig zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen. Bedenkt man, dass nur ein Teil der verkehrenden Flugzeuge die erwähnten Grenzen überschreiten, dass das effektiv «empfindliche Ziel» nur einen Bruchteil der genannten Zielfläche von 100×100 m ausmacht, dass dieses aus Abschirmungsgründen durch dicke Betonwände im Innern des Sicherheitseinschlusses zusätzlich geschützt ist und schliesslich, dass die Sicherheitssysteme alle redundant, also mehrfach ausgeführt sind, dann steht fest, dass die Wahrscheinlichkeit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe noch um Grössenordnungen *) kleiner sein muss als die zitierte Richtzahl für die Absturzwahrscheinlichkeit.

Je nach der Bauweise des Kernkraftwerkes kann das Brennelement-Lagerbecken einen Sonderfall darstellen. Da dieses nach oben offen ist, könnten Brennelemente durch herabfallende Trümmer beschädigt werden. Wie beim Brennelementhandhabungs-Störfall (Kapitel 3.4.2) würden gasförmige und leicht flüchtige Spaltprodukte freigesetzt, welche in diesem Fall ungefiltert durch die entstandene Öffnung im Gebäude in die Umgebung gelangen würden. Auch in diesem Fall ist die Wahrscheinlichkeit eines «Treffers» auf die effektiv kritische Fläche klein. Risikountersuchungen, wie sie im Abschnitt 3.4.5 erläutert sind, haben gezeigt, dass dieser Unfall keinen merklichen Beitrag an das gesamte Unfallrisiko eines Kernkraftwerkes liefert.

*) Mit «einer Grössenordnung» wird ein Faktor von 10 bzw. eine Zehnerpotenz bezeichnet.

Schliesslich ist bei einem postulierten Flugzeugabsturz noch an sicherheitstechnisch wichtige Anlageteile zu denken, welche nicht im gut geschützten Reaktorgebäude untergebracht sind, und zwar unter besonderer Berücksichtigung der Folgen eines Grossflächenbrandes, wie er bei einem Flugzeugabsturz erwartet werden muss. Es handelt sich dabei in erster Linie um Anlagen zur Strom- und Notstromversorgung sowie um die Kühlwassersysteme, welche die Nachwärme des Reaktors schliesslich an die Umgebung abgeben müssen. Wo diese nicht gebunkert untergebracht sind, wird eine räumliche Separation der redundanten Systeme verlangt, damit durch einen Absturz oder einen dadurch ausgelösten Flächenbrand nicht alle gleichzeitig getroffen werden können. Das bereits erwähnte gebunkerte Notstandssystem bietet darüber hinaus einen von anderen Systemen völlig unabhängigen, zusätzlichen Schutz gegen einen Flugzeugabsturz.

Gefährdung
von Anlagen
ausserhalb des
Reaktorgebäudes

Einwirkungen Dritter

Unter Einwirkungen Dritter versteht man die vorsätzliche Ausführung einer feindlichen Handlung gegen ein Kernkraftwerk durch eine Person oder eine Gruppe von Personen, die mit dem Betrieb des Kraftwerkes nichts zu tun haben, unter Umständen aber aus diesem, geplant oder erzwungen, Unterstützung erhalten.

Der Schutz gegen solche Handlungen, Sicherung genannt, bezweckt die Verhinderung von Folgen, welche die Bevölkerung und die Umgebung unannehmbaren Gefahren aussetzen würden.

Sicherung

An der Sicherung beteiligen sich:

- der Betreiber des Kernkraftwerkes, der auf dem Areal ein Sicherungsdispositiv eingerichtet hat;
- der Kanton, auf dessen Territorium sich das Kernkraftwerk befindet, als Verantwortlicher für die Aufrechterhaltung der öffentlichen Ruhe und Ordnung, vor allem mit Hilfe der Polizei;
- die Eidgenossenschaft.

Das Sicherungsdispositiv besteht aus einer Anzahl spezifischer Massnahmen, welche die Infrastruktur, das Personal und die Organisation betreffen, und schliesst eine bewaffnete Betriebswache ein. Es wird jedoch auch durch Massnahmen unterstützt, die im Hinblick auf die nukleare Sicherheit des Kraftwerkes getroffen wurden, insbesondere

Sicherungs-
dispositiv

- durch die massiven Mauern, die als Schutz gegen Einwirkungen von aussen, insbesondere gegen einen Flugzeugabsturz und ein Erdbeben, im Innern aber auch zur Abschirmung errichtet wurden;
- durch die Redundanz und die Separation der Sicherheitsausrüstungen.

Im Gegensatz zu anderen Einwirkungen von aussen ist es nicht möglich, die Wahrscheinlichkeit eines Einwirkungsversuches Dritter gegen ein Kernkraftwerk zu quantifizieren, einer menschlichen Handlung, die durch die verschiedensten Motive ausgelöst werden kann, etwa aus politischen Gründen, zur Erfüllung äusserst mannigfacher, wahrscheinlich extremer Forderungen, aus Rache, aus Opposition gegen die Kernenergie oder infolge von Geistesstörung.

Man muss jedoch annehmen, dass diese Wahrscheinlichkeit grösser ist als diejenige eines schweren Erdbebens oder eines Flugzeugabsturzes. Es ist demnach nötig, alles daran zu setzen, um die Erfolgsaussichten eines solchen Versuches so weit als möglich herabzusetzen. Die Realisierung eines Sicherungsdispositivs, das über den anlagetechnischen Schutz hinaus spezifische, auf die Bedrohung durch Dritte abgestimmte Anforderungen erfüllt, muss in unserer heutigen Gesellschaft als absolut notwendig bezeichnet werden.

Das Risiko, das mit möglichen Einwirkungen Dritter verbunden ist, kann nicht detailliert in der Öffentlichkeit diskutiert werden, ohne solchen Einwirkungen Vorschub zu leisten. Ob es akzeptiert werden kann, ist letzten Endes von unseren politischen Behörden zu entscheiden.

Kriegerische Einwirkungen

Für die Dimensionierung der empfindlichen Gebäude eines Kernkraftwerkes gibt es anders als im Fall eines Erdbebens oder Flugzeugabsturzes keine spezifischen Anforderungen, die sich auf Waffenwirkungen beziehen. Die in den vorangegangenen Abschnitten aufgezählten Sicherheitsmassnahmen bieten aber auch einen erheblichen Schutz gegen mögliche kriegerische Einwirkungen.

Die äussere Eisenbetonmauer des Reaktorgebäudes, der Sicherheitsbehälter aus Stahl oder Beton und massive Abschirmungswände im Innern bilden eine Serie getrennter, hintereinander liegender Schutzwälle, die der Wirkung konventioneller Waffen, welche auf taktischer Stufe verfügbar sind, weitgehend trotzen würden. Bei gewissen Waffen besteht eine begrenzte Penetrationsgefahr, die aber angesichts der Redundanz und Separation der Sicherheitssysteme des Kernkraftwerkes dessen Sicherheit nicht unmittelbar beeinträchtigen könnte. Zu beachten ist allerdings, dass das Brennelement-Lagerbecken bei militärischen Angriffen eine Schwachstelle darstellen kann (vergl. Seite 58).

Ein potentieller moderner Gegner besitzt jedoch auf höherer Stufe Waffensysteme wie schwere Fliegerbomben, Präzisionslenkwaffen oder Atomwaffen, welche ein Kernkraftwerk schwer beschädigen könnten und so zu

einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus dem Brennstoffinventar, sicher aber nicht zu einer nuklearen Explosion dieses Inventars führen könnten. Der kürzliche israelische Bombenangriff auf das irakische Forschungszentrum hat die Zielgenauigkeit moderner Waffen demonstriert. Die erreichte Wirkung lässt aber keine Schlüsse bezüglich der Verletzlichkeit eines Kernkraftwerkes zu, da sich der Forschungsreaktor Osirak im Innern eines konventionellen Gebäudes in einem offenen Wasserbecken befand.

Der Einsatz der genannten Waffen hängt von den Absichten des Gegners ab. Er muss in Rechnung stellen, dass sich die Wirkung seines Angriffes auf ein Kernkraftwerk nicht vorausbestimmen lässt. Würde er damit eine massive Freisetzung des Brennstoffinventars erreichen, so könnte die entstehende Kontamination die Wirkung einer Atombombe insofern weit übertreffen, als neben Spaltprodukten mit kurzer und mittlerer Halbwertszeit auch solche mit sehr langer Abklingdauer verstreut würden, die im Extremfall ganze Landstriche für Generationen unbewohnbar machen könnten.

potentielle
kriegerische
Absichten

Ein solcher Angriff auf ein Kernkraftwerk ist daher zur Unterstützung militärischer Operationen oder zur Zerstörung unserer Elektrizitätsversorgung sinnlos; dieses Ziel wäre durch den Einsatz konventioneller Mittel auf das Verteilsystem viel wirksamer zu erreichen.

Ein Kernkraftwerk kann wegen der völligen Ungewissheit über die Auswirkungen eines Angriffes in keinem dieser Fälle als ein bevorzugtes Ziel betrachtet werden. Würde aber die völlige Vernichtung unseres Landes beabsichtigt, wäre dies mit einer Atomwaffe zuverlässiger zu erreichen als durch die versuchte Zerstörung eines Kernkraftwerkes. Die Möglichkeit einer schweren Beschädigung eines Kernkraftwerkes als Folge einer irrationalen Handlung dürfte angesichts der hierzu notwendigen, nur auf hoher militärischer Stufe verfügbaren Waffensysteme sehr klein sein. Hingegen ist auch im Rahmen eines Krieges ein Zufallstreffer nicht völlig auszuschliessen.

Was die passiven Massnahmen zum Schutze der Bevölkerung anbetrifft sei noch darauf hingewiesen, dass:

Bevölkerungs-
schutz

- im Kriegsfall Schutzräume besser vorbereitet, persönliches Schutzmaterial verfügbar und Zivilschutzmassnahmen eingeübt sind;
- bei einer Bedrohung die Regierung analog der Absenkung von Stauseen ein Abstellen von Kernkraftwerken verfügen könnte, wodurch je nach Zeitpunkt eine erhebliche Herabsetzung des potentiellen Strahlenrisikos zufolge des Zerfalls vor allem der kurzlebigen Anteile des Spaltproduktinventars zu erreichen wäre. Die direkte Wirkung einer radioaktiven Wolke könnte so um mehr als 2 Grössenordnungen, die nachfolgende Bodenverseuchung um etwa eine Grössenordnung herabgesetzt werden.

Das Risiko, das mit der möglichen Einwirkung schwerster Waffensysteme verbunden ist, könnte durch eine unterirdische Bauweise verringert werden. Diese würde möglicherweise auch den Schutz gegen andere Einwirkungen von aussen, einschliesslich Sabotagehandlungen, verbessern, andererseits aber auch verschiedene Nachteile mit sich bringen (LV 36).

3.4.5 Hypothetische Unfälle

Angesichts des grossen Inventars an radioaktiven Spaltprodukten in einem Kernkraftwerk ist es notwendig, auch die Möglichkeit und die eventuellen Folgen extrem unwahrscheinlicher Störfälle sorgfältig zu untersuchen. Wie aus der Umschreibung solcher hypothetischer Unfälle hervorgeht (Seite 42), könnten derartige Ereignisse unter Umständen äusserst schwerwiegende Folgen in der Umgebung des Kernkraftwerkes nach sich ziehen.

Ereignisse dieser Art sind dem Menschen unvertraut. Die in Kapitel 1 entwickelten Gedankengänge deuten aber an, wie eine derartige Gefährdung in das Spektrum anderer Gefahren eingeordnet werden kann, denen unsere Gesellschaft ausgesetzt ist. Im folgenden wird der dort definierte Risikobegriff verwendet.

Die amerikanische Rasmussen-Studie

Die bisher umfassendste Untersuchung über die Gefährdung der Bevölkerung durch schwere Reaktorunfälle wurde in den siebziger Jahren im Auftrag der amerikanischen Sicherheitsbehörde unter der Leitung von N. C. Rasmussen durchgeführt. Sie verfolgt die Absicht, beide Komponenten der Risikogrösse, nämlich sowohl die möglichen Auswirkungen als auch die Eintretenswahrscheinlichkeit solcher Unfälle realistisch zu erfassen. Die Ergebnisse wurden im Jahre 1975 in einem zwölfbändigen Bericht mit dem Titel «Reactor Safety Study», WASH-1400 (LV 37) dargestellt. Für eine kurze Erläuterung der dabei angewendeten Methodik kann auf LV 38 verwiesen werden. Die wenigen hier zitierten Ergebnisse können nicht alle in dieser bahnbrechenden Arbeit behandelten Fragen berühren.

Der Ablauf von vielen tausend denkbaren Störfällen wurde auf Grund der Konstruktionseinzelheiten zweier amerikanischer Kernkraftwerke (Konzeption 1966) systematisch analysiert, um diejenigen Störfallabläufe herauszufinden, welche auf die Umgebung des Werkes schwerwiegende Auswirkungen haben könnten. Letzteres ist nur möglich, wenn Brennstoff im Reaktorkern schmilzt, was gemäss der Untersuchung mit einer Wahrscheinlichkeit von einmal in etwa 20 000 Jahren pro Reaktor geschieht.

Sollte ein Kernschmelzunfall eintreten, könnten die Folgen für die Umgebung sehr verschieden sein. In vielen Fällen würde der Sicherheitseinschluss ein Entweichen grösserer Mengen radioaktiver Spaltprodukte verhindern, so dass in der Umgebung des Kernkraftwerkes durchschnittlich weniger als ein akuter Todesfall zu beklagen wäre. Es sind aber auch einzelne in der Untersuchung genau verfolgte Unfallsequenzen denkbar, welche bedeutend schwerere Folgen zeitigen würden.

Folgen eines
Kernschmelz-
unfalls

Schliesslich wurde das Risiko aller dieser Sequenzen aufsummiert, um das gesamte Unfallrisiko aus dem Betrieb eines Kernkraftwerkes zu bestimmen. Die im folgenden aus WASH-1400 zitierten Angaben sind auf 100 Kernkraftwerke von je 1000 MW elektrischer Leistung an in Amerika üblichen Standorten bezogen. Die Zahlen können lediglich als Richtwerte aufgefasst werden. Ihre Zuverlässigkeit wird im Originalbericht mit einem Faktor 5 nach oben oder unten angegeben; es muss allerdings angenommen werden, dass die Unsicherheit noch grösser ist (siehe Seite 69). Zwischen den untersuchten Reaktoren, einem DWR und einem SWR, sind im gesamten Unfallrisiko keine signifikanten Unterschiede festgestellt worden. Die Anwendung der Methodik von WASH-1400 auf einen DWR des TMI-Typs hätte allerdings ein deutlich ungünstigeres Bild ergeben, was erst nach dem Unfall in Harrisburg erkannt worden ist.

gesamtes
Unfallrisiko

Das individuelle Risiko pro Jahr für jenen zehnten Teil der Gesamtbevölkerung, der in der näheren Umgebung eines Kernkraftwerkes wohnt, wird im Rasmussen-Bericht wie folgt angegeben:

individuelles
Todesfallrisiko
durch KKW

Aktuter Todesfall	1 zu 5 000 000 000
Todesfall zufolge Strahlen-Spät Schäden (Krebs)	1 zu 7 000 000

Für die übrigen neun Zehntel der Bevölkerung kann das Risiko praktisch als Null bezeichnet werden.

Damit wir diese Werte besser erfassen können, müssen andere potentielle Gefahren, denen wir heute ausgesetzt sind, zum Vergleich herangezogen werden. In Tabelle 5 ist die Häufigkeit mehrerer bekannter Todesursachen sowie das entsprechende durchschnittliche individuelle Todesfallrisiko nach bestehenden Statistiken zusammengestellt, und zwar für die USA im Jahre 1969 (LV 37) und für die Schweiz im Jahre 1976.

andere akute
Todesfallrisiken

Ein Vergleich der Zahlenwerte in der rechten Kolonne mit dem oben genannten individuellen Strahlenrisiko ergibt beispielsweise, dass das Risiko einer akut tödlich wirkenden Strahlendosis zufolge eines hypothetischen Kernkraftwerkunfalles etwa tausendmal kleiner ist als das Risiko, durch ein Erdbeben das Leben zu verlieren, und etwa eine Million mal kleiner ist, als das Risiko, im motorisierten Strassenverkehr zu sterben.

Gegenüber-
stellung

Tabelle 5: Risikovergleiche

Todesursache	Anzahl Todesfälle total	Häufigkeit: Anzahl Todesfälle pro 100 000 Einwohner		Individuelles Todesfallrisiko: 1 zu ...*)	
	Schweiz 1976	Schweiz 1976	USA †)	Schweiz	USA †)
Krebs	13 498	208	170	480	600
Summe aller Unfälle			ca. 56		1 600
<i>Verkehr:</i>					
mot. Strassenverkehr	1 188	18,3	27,9	5 500	4 000
Flugverkehr (total) ¹⁾			0,9		100 000
Eisenbahnverkehr	21	0,32	0,45	300 000	200 000
<i>Allgemeine Gefahren:</i>					
Stürze			9,4		10 000
Verbrennungen			3,6		25 000
Vergiftungen ²⁾	95	1,5	1,2	67 000	80 000
Umhergehen in Haus und Garten ³⁾	16,4			100 000	
Elektrisierung	27	0,42	0,6	240 000	160 000
Rauchen, 1 Zigarette/Woche ⁴⁾				1 000 000	
<i>Naturgewalten:</i>					
Blitz			ca. 0,07		2 000 000
Erdbeben				ca. 5 000 000	
<i>Sport: ⁵⁾</i>					
Bergsteigen, Wandern	127	2		5 000	
Baden ⁶⁾	60	0,9	3,6	10 000	3 000
Ballspiele ³⁾	1,6			200 000	

*) Grosse Zahlen in dieser Kolonne bezeichnen ein *kleines* Risiko!

†) aus WASH-1400, LV 37

Anmerkungen:

- 1) Rund 10% der Todesfälle betreffen Personen am Boden. Das Risiko für Flugpassagiere ist vielleicht 10mal grösser, für nicht fliegende Einwohner 10mal kleiner.
- 2) Schweiz. Statistik 1980, nur Unfälle, ohne 373 Suizidfälle.
- 3) Mittel für die Periode 1968—1972 nach SUVA-Statistik der Nichtbetriebsunfälle. Von der SUVA waren in dieser Periode im Mittel 1,75 Mio. beruflich beschäftigte Personen, also gut $\frac{1}{4}$ der schweizerischen Bevölkerung erfasst. Das Todesfallrisiko wurde durch einen geschätzten Faktor entsprechend erhöht.
- 4) Eine optimistische Schätzung (LV 39); das gleich grosse Risiko wird nach einer anderen Quelle als Folge des Rauchens von $1\frac{1}{2}$ Zigaretten *im Jahr* errechnet.
- 5) Das Risiko dieser sportlichen Betätigungen wurde unter der Annahme berechnet, dass nur jeder zehnte Einwohner sich diesen Gefahren aussetzt. Für alle anderen Personen wäre dann das entsprechende Risiko gleich null.
- 6) 1969 traten auch in der Schweiz noch 212 Todesfälle auf, entsprechend etwa 3,4 Todesfälle pro 100 000 Einwohner, wie in den USA.

Um das Todesfallrisiko zufolge Krebserkrankungen, die als Strahlenspät-schäden nach einem Kernkraftwerkunfall entstehen können, zu beurteilen, ist es angezeigt, es der natürlichen Krebssterblichkeit gegenüberzustellen. Wie aus Tabelle 5 ersichtlich, entspricht diese in der Schweiz einem mehr als 10 000fach höheren Risiko. Dem gleichen Krebsrisiko, das von einem Kernkraftwerkunfall ausgeht, setzt man sich beim Rauchen von weniger als 10 Zigaretten im Jahr (LV 39), nach einer anderen Quelle sogar nur einer einzigen Zigarette alle 5 Jahre aus.

Strahlen-spätschäden und natürliches Krebsrisiko

Das aus diesen Zahlen hervorgehende vergleichsweise äusserst kleine Risiko zufolge von Unfällen beim Betrieb von Kernkraftwerken gibt aber noch kein abschliessendes Bild. So ist es für uns gefühlsmässig nicht dasselbe, ob aus irgend einem Grunde wiederholt eine kleine Zahl von Todesfällen eintritt, oder ob ein sehr seltener Grossunfall gleichzeitig viele Todesopfer fordert, auch wenn das Risiko in beiden Fällen für den Einzelnen gleich hoch sein mag.

menschliche Einschätzung von Gefahren

Die Untersuchungen von WASH-1400 erlauben erstmals eine realistische Abschätzung im Bereich der grösstmöglichen Auswirkungen eines hypothetischen Kernkraftwerkunfalles. Es müssten dabei etwa 3300 akute Todesfälle erwartet werden. Die Krebssterblichkeit einer Bevölkerungsgruppe von 10 Millionen Personen würde sich während eines Zeitraumes von 10 bis 40 Jahren gegenüber der natürlichen Rate um etwa 90% erhöhen, Erbschäden würden während einer ähnlichen Periode gegenüber der spontanen Mutationsrate um etwa 20% ansteigen.

grösstmögliche Auswirkungen eines KKW-Unfalles

WASH-1400 gibt auch Auskunft über die Eintretenswahrscheinlichkeit dieses schwersten Unfalles: Er wäre unter den genannten amerikanischen Verhältnissen lediglich einmal in 10 Millionen Jahren zu erwarten. In der Schweiz, bei einem angenommenen Bestand von 5 Werken der Grösse des Kernkraftwerkes Gösgen, wäre dieser Unfall 20mal unwahrscheinlicher.

Wahrscheinlichkeit dieses Unfalles

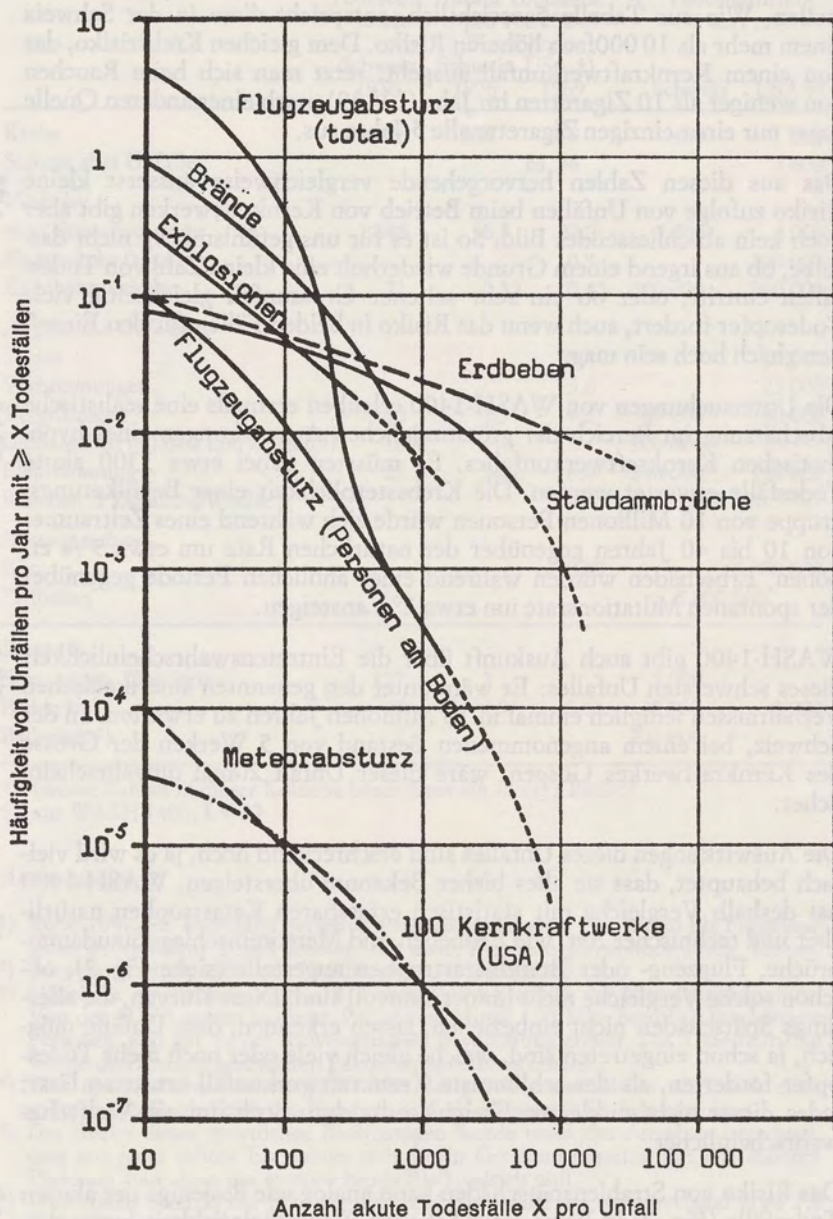
Die Auswirkungen dieses Unfalles sind erschreckend hoch, ja es wird vielfach behauptet, dass sie alles bisher Bekannte übersteigen. WASH-1400 hat deshalb Vergleiche mit statistisch erfassbaren Katastrophen natürlicher und technischer Art, wie Erdbeben und Meteoreinschlag, Staudammbrüche, Flugzeug- oder Brandkatastrophen angestellt (siehe Fig. 2), obwohl solche Vergleiche nicht immer sinnvoll sind. Diese Kurven, die allerdings Spätschäden nicht einbeziehen, lassen erkennen, dass Unfälle möglich, ja schon eingetreten sind, welche gleich viele oder noch mehr Todesopfer forderten, als der schlimmste Kernkraftwerkunfall erwarten lässt; jedes dieser nicht nuklearen Ereignisse ist dazu noch um ein Vielfaches wahrscheinlicher.

andere Katastrophen

Das Risiko von Strahlenspät-schäden kann analog wie dasjenige der akuten Todesfälle (Fig. 2) in Form einer Schaden-Wahrscheinlichkeitskurve dar-

Strahlen-spätschäden

Fig. 2: Häufigkeitsverteilung schwerer Unfälle als Folge verschiedener natürlicher und durch die Technik bedingter Ursachen:
akute Todesfälle für amerikanische Verhältnisse gemäss WASH-1400 (LV 37)



gestellt werden. Die stetige Kurve in Fig. 4 gibt die Häufigkeit der tödlichen Krebserkrankungen pro Jahr nach WASH-1400 wieder. *)

Ein sehr schwerer Kernkraftwerkunfall kann zu einer unterschiedlich lange andauernden radioaktiven Kontamination grösserer Gebiete im Umkreis der Anlage führen. In einem solchen Fall sind zum Schutze der Bevölkerung Notfallmassnahmen geplant (siehe Seite 31), die neben kurzfristigen Massnahmen, wie die vorübergehende Sperrung der landwirtschaftlichen Nutzung eines Gebietes, eine Dekontamination oder eine Evakuierung von Teilen der Bevölkerung einschliessen kann. Diese Massnahmen müssen vorbereitet sein, können aber erst in einem konkreten Fall, je nach Lage, festgelegt werden. Wegen unterschiedlichen Voraussetzungen in der Schweiz und in den USA, wo u. a. keine Keller vorhanden sind, so dass bereits als kurzfristige Massnahme eine Evakuierung vorgesehen wird, sind die diesbezüglichen Angaben aus dem Rasmussen-Bericht auf schweizerische Verhältnisse nicht übertragbar (siehe hierzu Seite 71).

Gelände-
kontamination

Man muss sich fragen, ob die Betrachtung des hypothetischen Ereignisses mit den grösstmöglichen Auswirkungen überhaupt einen Begriff von der Unfallgefahr zu vermitteln vermag. Der Zeitraum, in welchem dieses Ereignis möglicherweise einmal eintreten könnte, ist ja nicht nur von historischem, sondern gar von geologischem Ausmass, d. h. es kann so gut wie ausgeschlossen werden. Fragt man nach Ereignissen, welche zu 100 oder mehr akuten Todesfällen führen, so ist den Statistiken zu entnehmen, dass sie in den USA durchschnittlich mit folgender Wahrscheinlichkeit auftreten (Tabelle 6):

Häufigkeit von
Ereignissen mit
100 Todesfällen

Tabelle 6: Häufigkeit von Katastrophen mit 100 oder mehr akuten Todesfällen aus technischen oder natürlichen Ursachen

	einmal in	Häufigkeit in 100 000 Jahren	in den USA
<i>Technische Ursachen:</i>			
Flugzeugabsturz (Insassen)	2 Jahren	50 000mal	
Grossbrand	7 Jahren	14 000mal	
Explosion	16 Jahren	6 000mal	
Staudammbruch	25 Jahren	4 000mal	
Flugzeugabsturz (Opfer am Boden)	100 Jahren	1 000mal	
Kernkraftwerkunfall	100 000 Jahren	1mal	
<i>Naturkatastrophen:</i>			
Tornados, Orkane (je)	5 Jahren	je 20 000mal	
Erdbeben	20 Jahren	5 000mal	
Meteoreinschlag	100 000 Jahren	1mal	

*) Die Zitierung des Rasmussen-Berichtes im SNG-Bericht «Strahlengefährdung durch Kernkraftwerke» (LV 10, Seite 25) ist insofern missverständlich, als dort nur von akuten Todesfällen gemäss unserer Fig. 2 die Rede ist, hingegen nichts über späte Todesfälle (siehe unsere Fig. 4) gesagt wird.

In der Schweiz wäre dementsprechend ein Kernkraftwerkunfall mit 100 oder mehr akuten Todesfällen nur von der Grössenordnung einmal in 2 Millionen Jahren zu erwarten. Hingegen gibt eine für schweizerische Verhältnisse durchgeführte Studie die Wahrscheinlichkeit eines Staudammbruchs mit denselben Folgen mit einmal in 200 Jahren an (LV 40).

Gelegentlich wird in Frage gestellt, ob Berechnungen derart kleiner Wahrscheinlichkeiten angesichts der begrenzt verfügbaren Erfahrungen überhaupt fundiert seien. Dieser Einwand übersieht, dass die Entstehung folgenschwerer Unfälle, wie sie in WASH-1400 untersucht werden, erst als Ergebnis einer Kette von Störungen sowie eines ungünstigen Zusammenwirkens mehrerer Faktoren denkbar ist. So setzt sich beispielsweise eine Gesamtwahrscheinlichkeit von einmal in einer Milliarde Jahre, also von 10^{-9} , zusammen aus einer Wahrscheinlichkeit von der Grössenordnung 10^{-3} des auslösenden Ereignisses, aus vielleicht 10^{-2} für einen zusätzlichen, unabhängigen Systemfehler, aus 10^{-1} dafür, dass der Sicherheitsbehälter unwirksam wird und schliesslich aus zusätzlichen Wahrscheinlichkeiten von rund 10^{-1} und 10^{-2} für das Auftreten ungünstiger Wetterbedingungen bzw. einer ungünstigen Windrichtung und Bevölkerungsverteilung. Von diesen Einzelwahrscheinlichkeiten sind aber die meisten, im vorliegenden Beispiel alle bis auf die dritte, aus mehr oder weniger umfangreichen Statistiken abgeleitet worden, so dass nur ein kleiner Anteil der Gesamtwahrscheinlichkeit abgeschätzt werden muss.

Im August 1974 war ein Entwurf von WASH-1400 einem breiten Kreis amerikanischer Firmen, Behörden und Kernenergiegegner-Organisationen zur Vernehmlassung unterbreitet worden. Die vielen Kommentare führten zu zahlreichen Änderungen in den Detailergebnissen des definitiven Berichtes vom Oktober 1975 (LV 37), der Wiederhall auf die dabei geübte, begründete Kritik wurde aber teilweise als zu schwach beurteilt (LV 41).

Die nicht verstummende Kritik aus gewissen Kreisen veranlasste die amerikanische Sicherheitsbehörde, eine Gruppe unabhängiger Wissenschaftler unter dem Vorsitz von H. W. Lewis einzusetzen mit dem Auftrag, die Ergebnisse von WASH-1400 und die dazu abgegebenen Kommentare kritisch zu bewerten, den Stand der dort verwendeten Methoden zu prüfen und sich darüber auszusprechen, ob und wie sie allenfalls in der behördlichen Bewilligungs- und Überwachungspraxis verwendet werden können. Der Bericht dieser Kommission (LV 41) enthält positive und negative Feststellungen, von denen die wichtigsten im Folgenden kurz zusammengefasst werden.

WASH-1400 stellt einen wesentlichen Fortschritt in der Erfassung der Risiken der Kernenergie dar. Die dabei entwickelte Methodik ist auch für eine breite Anwendung geeignet, wo sowohl technische Konsequenzen als auch Auswirkungen auf den Menschen die Entscheide bestimmen. Die

Untersuchung war in dreifacher Hinsicht weitgehend erfolgreich, indem sie ein rationaleres Studium der Reaktorsicherheit ermöglicht, den Ablauf vieler Unfallszenarien feststellt und das Vorgehen aufzeigt, mit welchem das Risiko für jene Szenarien quantitativ bestimmt werden kann, für welche eine genügende Datenbasis verfügbar ist. Der Bericht vermittelt zum gegenwärtigen Zeitpunkt das umfassendste Bild der Wahrscheinlichkeit von Unfällen bei Kernkraftwerken.

Die Kommission stellte fest, dass in der Untersuchung viele konservative wie nicht-konservative Annahmen enthalten sind und dass sie nicht in der Lage ist, zu beurteilen, ob die dabei gewonnenen Wahrscheinlichkeiten der Unfallsequenzen zu hoch oder zu tief sind. Sie glaubt aber, dass im allgemeinen der Eindruck einer zu hohen Genauigkeit erweckt wurde, da in vielen Fällen die Datenbasis nicht ausreicht und die Erfassung aller eventueller Abhängigkeiten zwischen den betrachteten Systemfehlern nicht möglich scheint.

Gewisse statistische Analysen in WASH-1400 hat die Kommission aus verschiedenen Gründen als mangelhaft empfunden. Nach dem Studium von Kritiken an diesem Bericht erklärte sie sich nicht überzeugt von der Aussage, wonach Brand, Erdbeben und durch menschliche Eingriffe verursachte Unfälle einen vernachlässigbaren Beitrag zum Gesamtrisiko lieferten.

Die Lewis-Kommission fand, dass die Erkenntnisse von WASH-1400 in der Tätigkeit der Sicherheitsbehörden ungenügend berücksichtigt würden, insbesondere was die Bestimmung der relativen Bedeutung der verschiedenen Störfallklassen betrifft. Schliesslich kritisierte sie die Kurzzusammenfassung («Executive Summary») des Berichtes, welche weder alle Folgen von Kernkraftwerkunfällen noch die Unsicherheitsmargen der berechneten Wahrscheinlichkeiten genügend deutlich mache. Diese Zusammenfassung habe deshalb zu Missbrauch Anlass gegeben.

Die amerikanische Sicherheitsbehörde hat die Beurteilungen der Lewis-Kommission akzeptiert und ihre bisherige Billigung der kurzen Zusammenfassung («Executive Summary») des Rasmussen-Berichtes zurückgezogen. Dies ist in der Folge vielerorts, allerdings irrtümlicherweise, als Desavouierung des ganzen Berichtes WASH-1400 durch die Sicherheitsbehörde dargestellt worden.

Behördliche
Stellungnahme

WASH-1400 wird heute von allen für die Sicherheit von Kernkraftwerken zuständigen Fachgremien und Organisationen als entscheidender Schritt in der Beurteilung des Risikos denkbarer Kernkraftwerkunfälle anerkannt. Die Methodik der Risikoanalyse hat sich grundsätzlich bewährt; zunehmende Betriebserfahrungen und weitere Forschungsergebnisse werden in Zukunft mehr und genauere Daten liefern und damit zu-

Stellenwert
von
Risikoanalysen

verlässigere Abschätzungen erlauben. Erfahrungen aus Versuchen und bei den bisher eingetretenen Störfällen, so auch in Harrisburg und Lucens, verstärken die Vermutung, dass die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Brennstoff bei einem Kernschmelzunfall bisher z. T. überschätzt und dass verschiedene natürliche Prozesse, welche der Verbreitung dieser Stoffe entgegenstehen, unterschätzt worden sind.

Relevanz für
schweizerische
Verhältnisse

Zur Frage der Übertragbarkeit der Ergebnisse der amerikanischen Studie WASH-1400 auf schweizerische Verhältnisse sind folgende Feststellungen am Platz: Auch wenn berücksichtigt wird, dass in den USA die Kernkraftwerke in der Nähe der Verbraucherzentren, also in relativ stärker bevölkerten Landesteilen erstellt werden, sind die Bevölkerungsdichten in der Umgebung der heutigen Kernkraftwerke in der Schweiz durchschnittlich höher als in den USA. Dieser Tatsache wird in der Schweiz durch erhöhte Sicherheitsanforderungen Rechnung getragen. Als Unterschiede gegenüber den in WASH-1400 betrachteten Anlagen seien erwähnt:

Zusatz-
forderungen

- erhöhte Redundanzanforderungen bei sicherheitstechnisch wichtigen Systemen,
- Verwendung eines als doppelte Barriere wirkenden Sicherheitseinschlusses, und neuerdings
- Installation eines zusätzlichen, völlig autarken und gebunkerten Notstandssystems.

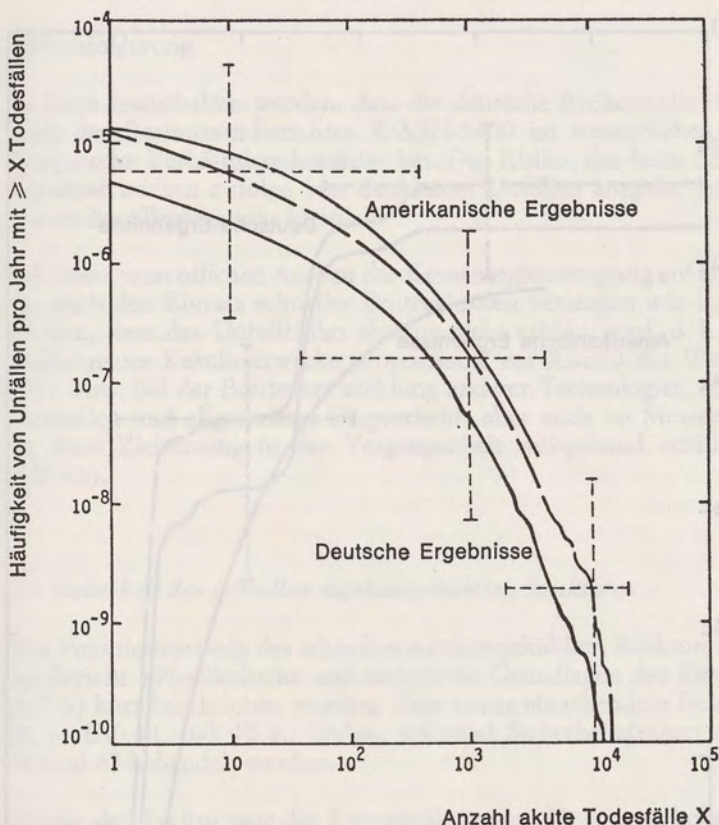
Die Deutsche Risikostudie

Vergleich der
deutschen
Risikostudie

Ähnliche Voraussetzungen wie in der Schweiz sowohl bezüglich der Bevölkerungsdichte als auch des Sicherheitsstandards der Anlagen gelten in der Bundesrepublik Deutschland. Die im August 1979 veröffentlichte Deutsche Risikostudie (LV 42) ist daher für die Schweiz unmittelbar relevant. Sie stützt sich methodisch und in gewissen Annahmen auf WASH-1400 ab, führt jedoch die Risikountersuchungen selbständig, an Hand des Kernkraftwerkes Biblis B, durch, das dem Kernkraftwerk Gösgen sehr ähnlich ist. Fig. 3 zeigt als Ergebnisse die Häufigkeitsverteilung für akute Todesfälle in der gleichen Darstellungsweise wie Fig. 2, während Fig. 4 die Häufigkeitsverteilung der späten Todesfälle infolge Krebses wiedergibt. Die ausgezogenen Kurven «Deutsche Ergebnisse» für total 25 Anlagen sind zu vergleichen mit den Kurven «Amerikanische Ergebnisse», welche für 100 Anlagen gelten, was ungefähr den relativen Grössenunterschied der beiden Länder berücksichtigt.

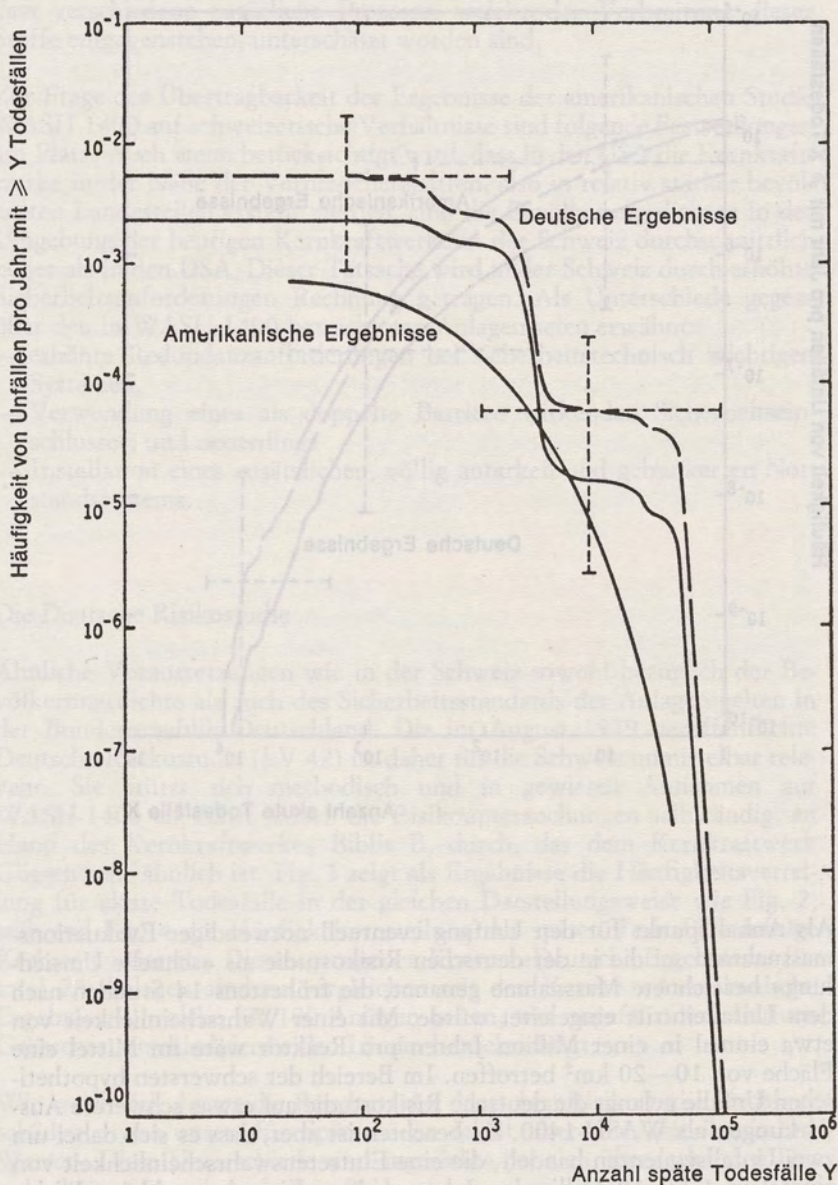
Wie ersichtlich, liegen die Resultate der deutschen Risikostudie für Akutschäden etwas unter, für Spätschäden leicht über den amerikanischen Werten. Diese Unterschiede sind angesichts der sich überdeckenden Unsicherheitsmargen jedoch ohne Belang.

Fig. 3: Häufigkeitsverteilung der akuten Todesfälle zufolge von Unfällen an Kernkraftwerken, pro Jahr
bei 25 Anlagen in Deutschland (gemäss LV 42), bzw.
bei 100 Anlagen in den USA (gemäss LV 37)



Als Anhaltspunkt für den Umfang eventuell notwendiger Evakuationsmassnahmen sei die in der deutschen Risikostudie als «schnelle Umsiedlung» bezeichnete Massnahme genannt, die frühestens 14 Stunden nach dem Unfalleintritt eingeleitet würde. Mit einer Wahrscheinlichkeit von etwa einmal in einer Million Jahren pro Reaktor wäre im Mittel eine Fläche von 10—20 km² betroffen. Im Bereich der schwersten hypothetischen Unfälle gelangt die deutsche Risikostudie auf etwas schwerere Auswirkungen als WASH-1400. Zu beachten ist aber, dass es sich dabei um zwei Unfallsequenzen handelt, die eine Eintretenswahrscheinlichkeit von einmal in 1 bis 10 Milliarden Jahren haben. Eine derart kleine Wahr-

Fig. 4: Häufigkeitsverteilung der späten Todesfälle zufolge von Unfällen an Kernkraftwerken, pro Jahr
bei 25 Anlagen in Deutschland (gemäss LV 42), bzw.
bei 100 Anlagen in den USA (gemäss LV 37)



scheinlichkeit ist gar nicht mehr vorstellbar, bedenkt man, dass das Alter der Erde «nur» etwa 5 Milliarden Jahre beträgt.

Schlussfolgerung

Es kann festgehalten werden, dass die deutsche Risikostudie die Ergebnisse des Rasmussen-Berichtes WASH-1400 im wesentlichen auch für europäische Verhältnisse bestätigt hat. Das Risiko, das beim Betrieb von Kernkraftwerken zufolge von denkbaren Unfällen ausgeht, ist also für unsere Bevölkerung sehr klein.

Bei einem wesentlichen Ausbau der Kernenergieerzeugung auf lange Sicht, der auch den Einsatz schneller Brutreaktoren verlangen würde, ist anzustreben, dass das Unfallrisiko absolut nicht erhöht wird, d. h. dass das Risiko neuer Kernkraftwerke proportional zur Anzahl der Werke reduziert wird. Bei der Breitenentwicklung anderer Technologien, so im kommerziellen und allgemeinen Flugverkehr, aber auch im Strassenverkehr, ist diese Zielsetzung in der Vergangenheit weitgehend erfüllt worden (LV 43).

3.5 Sicherheit der schnellen natriumgekühlten Reaktoren

Das Funktionsprinzip des schnellen natriumgekühlten Reaktors (SNR) ist im Bericht «Physikalische und technische Grundlagen der Kernenergie» (LV 6) kurz beschrieben worden. Eine etwas eingehendere Beschreibung ist in LV 44 und 45 zu finden, während Sicherheitsfragen in LV 44, 46 und 47 behandelt werden.

Beschreibung
eines SNR

Wegen der Realisierung der Kettenreaktion mit Neutronen hoher Energie müssen andere Materialien und andere Konstruktionen angewandt werden als bei den Leichtwasserreaktoren (LWR): Pillen aus Uran vermischt mit Plutonium in Oxidform bilden den Brennstoff, geschmolzenes Natriummetall wird als Kühlmittel verwendet.

Die SNR haben das Stadium der grosstechnischen Erprobung erreicht. In mehreren Ländern sind Prototypreaktoren von einigen 100 MWe in Betrieb (UdSSR, Frankreich, England) oder im Bau (BRD), ein Kraftwerk von 600 MWe ist kürzlich in der UdSSR in Betrieb genommen worden und der Bau eines ersten Kraftwerkes voller Grösse, des Superphénix von 1240 MWe, ist in Creys-Malville (Frankreich) im Gange (LV 48, 49). Die kommerzielle Einführung des SNR wird allerdings erst gegen Ende der 90er Jahre erwartet.

Entwicklungs-
stand

Zwischen dem SNR und dem LWR bestehen in vielen Aspekten Parallelen. Das Inventar an radioaktiven Spaltprodukten ist für gleiche Reaktorleistung im wesentlichen gleich hoch, hingegen enthält ein SNR ca. achtmal mehr Transurane (incl. Plutonium) als ein LWR. Wie der LWR besitzt der SNR inhärente neutronenphysikalische Eigenschaften (sog. Dopplereffekt), welche leistungsbegrenzend wirken. Dieser Effekt ist nicht nur theoretisch gut zu berechnen, sondern ist an jedem ausgeführten Reaktor auch experimentell nachweisbar. Eine prompt kritische Leistungsexkursion als möglicher Freisetzungsmechanismus von Spaltprodukten ist nicht völlig auszuschliessen, wird aber auch begrenzt (siehe Seite 77).

Da die Regelung auch beim SNR mit Hilfe der verzögerten Neutronen geschieht, muss dieser weder empfindlicher geregelt noch rascher abgeschaltet werden als ein LWR. Es werden hierzu die gleichen Mittel verwendet: Regelstäbe mit ähnlichen Bewegungsgeschwindigkeiten. Die beim SNR notwendige hohe Zuverlässigkeit wird durch die Verwendung nicht nur stark redundanter (vieler Stäbe), sondern auch verschieden konstruierter (diversitärer) Abschaltssysteme erreicht.

Der SNR kann in vieler Hinsicht vom Stand der Reaktortechnik profitieren, wie er heute bei den LWR erreicht worden ist. Dies betrifft sowohl die Fabrikationstechnik, die Qualitätssicherung, die Technologie eines Grossteils der verwendeten Komponenten und Systeme, als auch viele organisatorische und betriebliche Belange. Alle bereits im Betrieb oder im Bau befindlichen SNR werden, wie die LWR, Genehmigungsverfahren unterworfen, bei welchen die zuständigen Sicherheitsbehörden sinngemäss dieselben Sicherheitskriterien und -vorschriften anwenden (siehe Kapitel 3.4 und 5.2), was in gewissen Kreisen allerdings bezweifelt wird.

Ein wichtiger Unterschied gegenüber dem LWR bildet die Natriumtechnologie. Das Natrium wird beim SNR wegen seiner ausgezeichneten Wärmetransport- und Speicherungseigenschaften als Kühlmittel verwendet. Natrium ist jedoch undurchsichtig, was Kontroll- und Unterhaltarbeiten stark erschwert. Es wird während des Betriebes stark aktiviert (Halbwertszeit 15 h gegenüber 7 sec bei Stickstoff-16 im Kühlwasser der LWR), und reagiert chemisch mit der Luft sowie sehr heftig, wenn es mit Wasser in Berührung kommt.

Natriummetall wird in der Chemie grosstechnisch eingesetzt; die jährliche Produktion beträgt in Europa etwa 40 000 t. Seit Beginn der praktischen Beschäftigung mit dem SNR in den 50er Jahren sind auch auf nuklearem Gebiet mit dem Betrieb von Versuchs- und Prototypreaktoren umfangreiche Erfahrungen in der grosstechnischen Anwendung der Natriumtechnologie gesammelt worden. Die bei Störfällen aufgetretenen Natriumleckagen und -brände oder Dampferzeugerlecks mit Natrium-Wasser-Reaktion konnten beherrscht werden. In den vorhandenen Versuchs-

anlagen wurden bisher Natriumbrände mit Mengen bis zu 1300 kg erfolgreich gelöscht. Es darf jedoch nicht übersehen werden, dass ein Grosskraftwerk 4mal mehr Natrium verwendet als die heutigen Prototypkraftwerke. (Im Superphénix sind es 4400 Tonnen.)

Normaler Betrieb

Während des normalen Betriebes und bei Betriebsstörungen (siehe 3.4.1) ist die Umweltbelastung wegen der aufwendigen integrierten Bauweise eher schwächer als beim LWR. Dank dem höheren thermischen Wirkungsgrad eines SNR-Kraftwerkes (bis 40% gegenüber etwa 32% beim LWR), ist auch die Abwärmebelastung etwas kleiner. Die bisherigen Betriebserfahrungen mit Prototypanlagen haben gezeigt, dass die radioaktiven Abgaben an die Luft und das Wasser wie bei den heutigen LWR weit unterhalb der zugelassenen Werte bleiben. Als Folge der Bauweise ist das Betriebspersonal von SNR bedeutend kleineren Bestrahlungsdosen ausgesetzt als dasjenige von LWR.

Umweltbelastung

Kühlmittelverlust-Störfälle

Die Wahrscheinlichkeit eines Kühlmittelverlust-Störfalles ist beim SNR ausserordentlich klein, da der Primärkühlkreislauf unter einem Überdruck von wenigen Atmosphären steht (Primärkreisdruk eines DWRs ca. 150 at). Bei der sogenannten Pool-Konstruktion, wie sie im Superphénix realisiert wird, gibt es im primären Kreislauf, mit Ausnahme der Notkühlleitungen, überhaupt keine Leitungen. Alle primären Komponenten (Reaktorkern, Wärmeaustauscher und Natriumwälzpumpen) befinden sich im Reaktorbehälter, so dass Kühlmittel nur bei einem Bruch dieses Behälters verlorengehen kann. Durch Verwendung geeigneten Materials und einer entsprechenden Qualitätssicherung kann ein solcher Bruch praktisch ausgeschlossen werden. Der Behälter ist zudem noch von einem Sicherheitstank umgeben. Bei einer Konstruktion mit separat aufgestellten, mit Leitungen verbundenen Komponenten, ist die Leitungsführung so, dass auch bei einem Leitungsbruch der Reaktorkern von Natrium bedeckt bleibt.

kleiner
Kühlmitteldruck

kein Auslaufen
von Natrium

Eine Leckage von Natrium aus dem Primär- oder Zwischenkreislauf kann hingegen nicht ausgeschlossen werden, kann aber in den geschlossenen Räumen, die alle Natrium enthaltenden Systeme umgeben, durch Leckwarnsysteme festgestellt werden. Diese Räume werden dabei nicht unter Druck gesetzt, wie dies bei einem LWR durch austretendes verdampftes Wasser der Fall ist. Um einen Natriumbrand zu verhindern, ist die Luft im allgemeinen in diesen Räumen durch ein chemisch inertes Gas ersetzt.

Leckage
des Kühlmittels

Transienten-Störfälle

Ausfall des
Kühlmittel-
durchflusses

Das Spektrum möglicher Transienten ist beim SNR ebenso gross wie beim LWR. Hierzu gehört insbesondere der Ausfall des Kühlmitteldurchflusses durch den Reaktorkern. Viele SNR können nach dem Abschalten allein durch die natürliche Konvektion des Natriums über das normale Wärmeabfuhrsystem ausreichend gekühlt werden. Beim Superphénix gilt dies nicht. Er musste deshalb mit einem vierfach redundanten Notkühlsystem ausgerüstet werden, das auch mit Naturkonvektion funktioniert. Dieses wird durch Öffnen einer Jalousie bei Bedarf in Betrieb genommen (LV 50).

Dichteabnahme
des Kühlmittels

Transienten, die die Leistung des Reaktors steigern, haben eine Temperaturerhöhung zur Folge. Diese liefert über den erwähnten Dopplereffekt einen negativen Beitrag zur Reaktivität. Eine Verringerung der Dichte des Kühlmittels allein führt jedoch zu einem positiven, also leistungssteigernden Effekt, dem dann allerdings zufolge der daraus entstehenden Temperaturerhöhung des Reaktorkerns mit einer gewissen zeitlichen Verzögerung der negative Dopplereffekt entgegenwirkt. Ein Verdampfen von Natrium, das mittels der thermischen Überwachung des Reaktorkerns nicht bemerkt würde, ist wegen der Spanne von rund 400° zwischen Betriebs- und Siedetemperatur sehr unwahrscheinlich. Unabhängig davon würde die Neutronenüberwachung eine positive Reaktivitätsänderung erfassen und eine Schnellabschaltung bewirken. Bei gewissen Transienten kann eine Beschädigung einiger Brennelement-Hüllrohre jedoch nicht ausgeschlossen werden.

Vorkommnisse bei schnellen natriumgekühlten Reaktoren

eingetretene
Störfälle
bei SNR

Die bisher aufgetretenen schweren Störfälle an schnellen Reaktoren hatten in Übereinstimmung mit dem oben gesagten entweder Transienten als Ursache oder entstanden durch die Verwendung von Natrium. Der schnelle Versuchsreaktor EBR I (1,4 MWt, Idaho, USA), der im Jahre 1951 erstmals aus Kernenergie Strom produzierte, erlitt 1955 als Folge einer experimentellen Transiente einen Kernschmelzunfall. Das Schmelzen zweier Brennelemente im Versuchs-Kernkraftwerk Enrico Fermi (67 MWe, Detroit, USA, 1966) wurde durch einen in den Kern eingedrungenen Fremdkörper bewirkt. Wegen der Verwendung metallischen Brennstoffs lassen diese Störfälle allerdings kaum Schlussfolgerungen für die heute gebauten und mit Oxidbrennstoff arbeitenden SNR zu.

Verschiedene Natrium-Wasser-Reaktionen und ein Natrium-Brand beschädigten mehrere Dampferzeuger des Prototypkraftwerkes BN-350 schwer (350 MWe äquivalent, UdSSR, 1973). Von diesen Vorkommnissen ist, mit Ausnahme des zuletzt genannten, bekannt, dass sie weder mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe noch mit einer unzulässigen Strahlenbe-

lastung des Personals oder mit anderen Personenschäden verbunden waren.

Einwirkungen von aussen

Mögliche Einwirkungen von aussen sind nicht anlage-, sondern im allgemeinen standortspezifisch (siehe Abschnitt 3.4.4). Das dort Gesagte gilt weitgehend auch für einen SNR; insbesondere sind die Schutzmassnahmen grundsätzlich die gleichen.

gleiche Schutz-
massnahmen
wie bei LWR

Hypothetische Unfälle

Wie für den LWR werden auch beim SNR äusserst unwahrscheinliche hypothetische Unfälle untersucht. Beim SNR richtet sich die Aufmerksamkeit auf nukleare Exkursionen (LV 47). Dessen Kern ist nämlich nicht im Zustand maximaler Reaktivität wie derjenige eines LWR, so dass bei Veränderungen der Kernanordnung (z. B. bei einem Schmelzen) eine explosive Freisetzung nuklearer Energie nicht ausgeschlossen werden kann. Die Heftigkeit dieser Energiefreisetzung könnte die einer Gasexplosion, jedoch bei weitem nicht diejenige einer Sprengstoff- geschweige denn einer Atombombenexplosion erreichen.

nukleare
Exkursionen

Damit ein solcher hypothetischer Unfall entstünde, müsste angenommen werden, dass infolge einer Transiente die Reaktivität so rasch über den prompt kritischen Wert hinaus zunimmt, dass der Dopplereffekt nicht rasch genug wirksam würde, um eine Zerstörung des Reaktorkerns zu verhindern. Für Superphénix wird auch die theoretisch denkbare Möglichkeit untersucht, dass die Kühlung des Kerns durch gleichzeitiges Blockieren aller Kühlmittel-Umwälzpumpen augenblicklich und unbemerkt ausfällt und die Schnellabschaltung zudem vollständig versagt.

Der vorläufige Sicherheitsbericht berechnet für beide Unfalltypen eine maximale Freisetzung von 550 MJ mechanischer Energie. Der Primärkühlkreislauf, inklusive die Abdeckplatte des Reaktorbehälters als empfindlichsten Teil, wird deshalb so dimensioniert, dass er einer mechanischen Energiefreisetzung von 800 MJ standhalten würde. Im genannten vorläufigen Sicherheitsbericht des Jahres 1973 wurde das dynamische Ausknicken gewisser, die Abdeckplatte traversierender Konstruktionselemente sowie die starke Erhitzung des Reaktorbehälters (siehe unteren Absatz) noch nicht berücksichtigt. Der umfassende Festigkeitsnachweis muss im definitiven Sicherheitsbericht erbracht werden (LV 51).

Energie-
absorption
durch den
Reaktorbehälter

Es ist allerdings noch nicht endgültig geklärt, wieviel Energie bei einer solchen Exkursion wirklich freigesetzt würde; in den verschiedenen Län-

dern werden zum Teil unterschiedliche Annahmen getroffen. Beim amerikanischen SNR wird der Dimensionierung des Primärkühlkreislaufes ein anderer hypothetischer Unfall zu Grunde gelegt, der zu höheren Anforderungen führt. Kriterien für die Festsetzungsgrenzen sind deshalb nicht leicht zu finden, weil in realistischen Unfallabläufen die Energiefreisetzung durch Reibungseffekte u. ä. beträchtlich reduziert wird, diese Effekte aber nur unvollständig berechnet werden können. Deshalb werden solche hypothetische Unfälle jeweils von den Sicherheitsbehörden vorgegeben.

Für den Fall, dass Brennstoff in der Folge eines solchen Unfalles schmelzen würde, könnte je nach Unfallablauf die Schmelzmasse von 7 bis etwa 100 der insgesamt 360 Brennelemente durch eine Vorrichtung am Boden des Reaktorbehälters in einer sicher unterkritischen Anordnung aufgefangen und gekühlt werden.

Rechnungen mit neueren Daten haben gezeigt, dass der genannte extreme Störfall, hervorgerufen durch einen gleichzeitigen und totalen Verlust sowohl der Kühlmittelpumpen als auch der Schnellabschaltung, nicht zu einer nuklearen Exkursion führen würde. Das Kühlmittel würde sich nach rund 10 Minuten bis auf etwa 600° C aufgeheizt haben, bis wann der Operateur Zeit hätte, den Reaktor von Hand abzuschalten (LV 50). Tut er dies nicht rechtzeitig, würden einige Schnellabschaltstäbe mit Curie-Punkt-Magneten (spezielle Haltemagnete, die ihren Magnetismus bei rund 600° C verlieren) bei dieser Temperatur in den Reaktorkern einfallen und die Transiente automatisch abbrechen.

Entweichen
radioaktiver
Stoffe

Auch wenn ein Bruch des Primärkreises vermieden werden kann, müsste bei einer derartigen Leistungsexkursion mit einem Entweichen von Spaltprodukten an entstehenden Leckstellen gerechnet werden. Beim Durchschmelzen des Reaktorbehälters würden Spaltprodukte sogar massiv freigesetzt. Der doppelt ausgeführte Sicherheitseinschluss, der in einem solchen Fall einem nur unbedeutenden Überdruck ausgesetzt wäre, würde diese Radioaktivität jedoch auffangen, so dass nur kleine Mengen radioaktiver Stoffe nach Passieren entsprechender Reinigungsanlagen bis in die Umgebung gelangen könnten.

Unfallrisiko

Eine quantitative Abschätzung des durch einen grossen SNR vom Typ Superphénix verursachten Unfallrisikos ist noch nicht möglich. Eine derartige Risikoanalyse ist bisher nur für den amerikanischen Clinch River Breeder Reactor, einen geplanten SNR von 375 MW elektrischer Leistung in den USA (LV 52), unternommen worden. Diese Studie ergab Risikowerte, welche um mehr als einen Faktor 10 unter denjenigen liegen, die in WASH-1400 für die hier untersuchten Leichtwasserreaktoren angegeben werden. Die Zuverlässigkeit dieser Studie ist allerdings geringer als diejenige von WASH-1400, denn sie hatte einen wesentlich geringeren Umfang und ging von einer weniger verlässlichen Datenbasis aus.

4. Sicherheit bei der Entsorgung in der Kerntechnik

Fragen der Entsorgung werden in den SNG-Berichten: «Der Brennstoffkreislauf der Leichtwasserreaktoren» (LV 1) und «Die Lagerung radioaktiver Abfälle» (LV 7) eingehend behandelt; mit den Verhältnissen in Frankreich befasst sich LV 53. Die nachfolgenden Ausführungen konzentrieren sich auf die wichtigsten Sicherheitsaspekte jener Teile des Zyklus, welche das Kernkraftwerk direkt betreffen.

4.1 Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle im Kernkraftwerk

Beim Betrieb eines Kernkraftwerkes entstehen schwach- und mittelaktive Abfälle:

schwach- und
mittelaktive
Abfälle

- bei der Reinigung von Abluft und Abwässern, wo radioaktive Filter, Ionenaustauscherharze, Verdampferkonzentrate und Schlamm von Filtern oder Zentrifugen anfallen;
- bei Instandhaltungsarbeiten, im chemischen Labor und beim Strahlenschutz als brennbare feste Abfälle wie Plastic, Textilien, Papier usw. und nichtbrennbare feste Abfälle wie Metallteile, Isolationsmaterial, Maschinenteile und Komponente, deren Oberflächen mit radioaktiven Stoffen kontaminiert sind.

Die Konditionierung, Handhabung und Zwischenlagerung dieser Stoffe als radioaktive Abfälle erfolgt unter dem Gesichtspunkt einer möglichst geringen Strahlenbelastung des Personals. Das Ziel der Konditionierung und Verpackung ist es, eine transport- und lagerfähige Form zu erreichen, welche bis zum Zerfall des grössten Teils der Aktivität chemisch, thermisch und strahlenchemisch stabil bleibt, die Mobilität der Radionuklide stark herabsetzt und damit eine Freisetzung der Radioaktivität praktisch verhindert. Dies setzt folgende Schritte voraus:

Ziel der
Konditionierung

- Überführen der radioaktiven Stoffe in feste Form unter möglichst grosser Volumenreduktion,
- Einbetten der festen radioaktiven Stoffe in eine Festkörpermatrix mit niedriger Auslaugbarkeit und gutem Abschirmungsvermögen,
- Einschluss der Festkörpermatrix in einen korrosionsbeständigen Behälter.

Methode

Als Verfestigungsmittel eignen sich Zement, Bitumen und gewisse Kunststoffe. Als Verpackung werden in der Regel 200-l-Fässer verwendet, welche mit einem Korrosionsschutz versehen sind.

Für die brennbaren Abfälle steht im EIR in Würenlingen eine zentrale Anlage für die Veraschung zur Verfügung. Durch die Veraschung lässt

sich das Abfallvolumen bis auf einen Zwanzigstel reduzieren und der Abfall in eine chemisch inerte Form bringen (Asche).

Die Handhabung der Abfälle erfolgt in speziell dafür eingerichteten Räumen und mit Vorrichtungen, welche einen direkten Kontakt zwischen dem Personal und dem radioaktiven Abfall verhindern oder eine genügend abgeschirmte oder fernbediente Handhabung ermöglichen. Für weitere Einzelheiten siehe LV 54 und 62.

Zwischen-
lagerung

Die Zwischenlagerung in den Kernkraftwerken erfolgt in besonderen Lagerräumen, deren Abschirmung und Einschluss dafür sorgt, dass weder das Personal noch die Umwelt zusätzlich bestrahlt oder gefährdet werden.

4.2 Transport von bestrahlten Brennelementen und radioaktiven Abfällen

bestrahlte
Brennelemente

Der Transport von bestrahlten Brennelementen vom Kernkraftwerk zur Wiederaufbereitungsanlage kann auf der Strasse, der Schiene oder auf dem Wasser erfolgen. Die Brennelemente verbleiben nach dem Entladen mindestens ein halbes Jahr zum Abklingen der kurzlebigen Spaltprodukte in einem Lagerbecken des Kraftwerkes, bevor sie abtransportiert werden. Ein Brennelement hat dann immer noch eine Aktivität von etwa einer Million Curie und eine Zerfallswärmeleistung von etwa 10 kW.

Transport-
vorschriften

Für den Transport radioaktiver Stoffe hat die Internationale Atomenergieagentur in Wien (IAEA) Empfehlungen ausgearbeitet (LV 56), die auch für bestrahlte Brennelemente gelten und in die internationalen und nationalen Transportvorschriften für die verschiedenen Transportwege übernommen worden sind. Ladungen von bestrahlten Brennelementen oder von hochaktiven Abfällen müssen in genehmigten Typ-B-Behältern transportiert werden, die die folgenden Typenprüfungen unbeschädigt überstehen:

- einen freien Fall aus 9 Meter Höhe auf eine harte Fläche,
- einen freien Fall aus 1 Meter Höhe auf einen Stahldorn,
- Hitze von 800° C während 30 Minuten,
- Eintauchen in Wasser bis 15 m Tiefe.

Transportbehälter für bestrahlte Brennelemente müssen zudem eine gasdichte Umschliessung besitzen, genügende Abschirmung gegen Gamma- und Neutronenstrahlung aufweisen, Wärmeabfuhr und Kritikalitätssicherheit gewährleisten, an ihrer Oberfläche gut dekontaminierbar sein sowie rasch und fernbedient be- und entladen werden können. Bei extremen Tests haben solche Behälter den Aufprall eines Lastzugs bei 100 km/h auf eine Betonmauer und den freien Fall aus einem Flugzeug aus einigen hundert Metern Höhe auf einen harten Wüstenboden unbeschädigt überstanden.

Diese Transporte werden von Spezialfirmen durchgeführt. Bei den in den USA bis 1975 erfolgten etwa 4000 Transporten gab es etwa ein halbes Dutzend schwere Verkehrsunfälle, ohne dass Aktivität in die Umwelt freigesetzt oder eine Person aus der Bevölkerung unzulässig bestrahlt worden wäre. Die Transporte in der BRD und der Schweiz konnten bis heute unfallfrei durchgeführt werden. Auch bei einer eventuellen Beschädigung eines Transportbehälters würde höchstens eine eng begrenzte radioaktive Kontamination entstehen, die relativ leicht beseitigt werden könnte. Polizei und Feuerwehr werden in der Schweiz für entsprechende erste Massnahmen ausgebildet.

bisherige
Erfahrungen

Transporte radioaktiver Abfälle müssen den gleichen strengen Transportvorschriften genügen, wobei mittel- und hochaktive Abfälle in Typ-B-Behältern befördert werden.

Transporte
radioaktiver
Abfälle

Alle Fachgremien, welche die Unfallgefahren von Transporten radioaktiver Stoffe untersucht haben, kommen zum Schluss, dass die Risiken für die Bevölkerung durch Transporte von bestrahlten Brennelementen und erst recht von radioaktiven Abfällen sehr klein sind (LV 3, 4, 54).

Transportrisiken
unbedeutend

4.3 Stilllegung von Kernkraftwerken

Der Auslegung eines Kernkraftwerkes wird eine Lebensdauer von 40 Jahren zugrunde gelegt. Davon muss bereits beim Bau des Werkes ausgegangen und Vorsorge getroffen werden, damit das Werk am Ende der Betriebszeit ohne Gefährdung der Bevölkerung und des Personals stillgelegt werden kann.

Lebensdauer
eines KKW

Varianten

Die Stilllegung eines Kernkraftwerkes unterscheidet sich nur in Bezug auf die nuklearen Anlageteile von der Stilllegung irgend eines grossen konventionellen technischen Komplexes. Es sind mehrere Varianten denkbar (LV 57). Die schliesslich gewählte Variante wird das Ergebnis einer Kostenoptimierung sein, unter Berücksichtigung der behördlichen Sicherheitsforderungen sowie der im Zeitpunkt der Stilllegung verfügbaren technischen Möglichkeiten auch bezüglich des Transportes und der Lagerung der anfallenden radioaktiven Abfälle. In jedem Fall besteht der erste Schritt darin, die bestrahlten Brennelemente, welche den weitaus grössten Teil der im Werk vorhandenen Radioaktivität enthalten, wegzuschaffen (vergl. 4.2).

Stilllegungs-
varianten

Heute stehen folgende Varianten der Stilllegung im Vordergrund:

- *Gesicherter Einschluss*: Alle festen und unlöslichen aktiven Substanzen werden am Standort in einer dichten Sicherheitsumhüllung langfristig eingeschlossen. Die sicherheitstechnische Überwachung sowie eine gefahrlose Begehung ist während der gesamten Einschlusszeit zu gewährleisten.
- *Teilbeseitigung mit gesichertem Resteinschluss*: Es erfolgt ein Teilabbruch der aktiven Anlageteile und Komponenten, die, falls erforderlich, zerkleinert, verpackt und einem Lager zugeführt werden. Alle verbleibenden aktiven Teile werden in einer dichten Sicherheitsumhüllung eingeschlossen.
- *Vollständige Demontage*: Alle Bauten, Bauteile und Komponenten werden abgebrochen und die radioaktiven Substanzen einem Lager zugeführt. Nach Abschluss der Arbeiten unterliegt der Standort nicht mehr den Bestimmungen des Atomgesetzes.
- *Kombination der obgenannten Varianten*: Durch das zeitliche Hintereinanderschalten einzelner dieser Varianten kann das Abklingen der Aktivität ausgenutzt und die Strahlenbelastung des Demontagepersonals reduziert werden.

In der Schweiz steht die vollständige Demontage im Hinblick auf eine Wiederbenützung des Standortes im Vordergrund. Vom Zeitpunkt der Betriebseinstellung an bis zum Beginn der Arbeiten zur Demontage der aktiven Anlageteile wird heute eine Abkling- und Vorbereitungsphase von rund zwei bis drei Jahren als ausreichend betrachtet. Es sind allerdings Wartezeiten bis hundert Jahre untersucht worden.

Klassierung
der Anlageteile

Bei den zu demontierenden Systemen und Bauteilen ist zu unterscheiden zwischen Teilen, die keine radioaktive Verunreinigungen aufweisen und in herkömmlicher Weise der Altm Metallverwertung zugeführt werden können, Teilen mit radioaktiv verunreinigten Oberflächen sowie Teilen, die dem Neutronenfluss des Reaktors direkt ausgesetzt waren und damit selbst radioaktiv wurden (Aktivierung). Die Demontage richtet sich nach diesen Kategorien.

aktive und
inaktive Teile

Die Handhabung der bei der Stilllegung anfallenden aktiven Bauteile unterscheidet sich nicht grundsätzlich von derjenigen radioaktiver Komponenten während des Kraftwerksbetriebes, nur dass es zum Teil um andere Dimensionen geht. Allerdings ist es meistens möglich, bedeutend weniger anspruchsvolle Arbeitsmethoden einzusetzen.

verunreinigte
Teile

Teile mit radioaktiv verunreinigten Oberflächen (Rohrleitungen, Pumpen und Armaturen) werden vorerst durch Spülung mit chemischen Beizmit-

teln gereinigt, hierauf mit herkömmlichen Mitteln, jedoch unter den üblichen strahlenschutztechnischen Vorkehrungen, demontiert. Die demontierten Teile werden in normierte Container verpackt und dem Endlager für schwachradioaktive Abfälle zugeführt. Die in den chemischen Beizmitteln angefallenen radioaktiven Verunreinigungen werden aufgearbeitet, in Fässer abgefüllt und ebenfalls endgelagert (siehe Kapitel 4.1).

Die Teile mit induzierter Aktivität (Reaktordruckgefäß, Druckgefäß-Einbauten sowie der biologische Schild aus Eisenbeton) machen volumemässig den kleinsten Anteil aus. Wegen der starken Aktivitätskonzentration können die Demontage- und Zerlegungsarbeiten nur unter Verwendung von besonderen Abschirmungen oder fernbedient durchgeführt werden. Diese Massnahmen verlangen eine sorgfältige Planung und Vorbereitung. Die demontierten Teile sind dann für ein Endlager für mittelaktive Abfälle zu konditionieren. Die Konditionierung wird dadurch vereinfacht, dass die Radioaktivität homogen im ganzen Metall eingebaut ist und damit bereits ein weitgehender Schutz gegen deren Verbreitung besteht.

aktivierte
Teile

Für den Transport zum Endlager gelten dieselben Sicherheitsbestimmungen wie für Transporte von radioaktiven Abfällen, die während des Kraftwerksbetriebes anfallen (siehe 4.2).

Praktische Erfahrungen

In den USA sind schon 15 Leistungs-, Demonstrations- und Testreaktoren mit Leistungen bis zu etwa 80 MWe stillgelegt worden. In einer von der Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke (VDEW) in Auftrag gegebenen Studie (LV 57) wurde die Stilllegung von fünf dieser Anlagen im Detail untersucht. Sie kam zu folgenden Schlussfolgerungen:

Lehren

- Alle oben genannten Stilllegungsvarianten sind realisierbar und können ohne Gefährdung für das Stilllegungspersonal und die Umgebung durchgeführt werden.
- In keinem Fall sind während der Stilllegungsarbeiten grössere Schwierigkeiten aufgetreten.
- Zahlreiche Trenn- und Dekontaminationsverfahren konnten erfolgreich erprobt werden.
- Die Strahlenexposition des Demontagepersonals konnte innerhalb der vorgeschriebenen Werte gehalten werden.
- Es kam während den Stilllegungsarbeiten in keinem Fall zu unzulässig hohen Abgaben gasförmiger oder flüssiger radioaktiver Stoffe.
- Radioaktive Abfälle wurden entweder sicher eingeschlossen oder im entsprechenden externen Lager deponiert.

Dieselben positiven Erfahrungen wurden auch in der Schweiz bei der Stilllegung des Versuchs-Atomkraftwerkes Lucens (6 MWe) gemacht.

Nach den Untersuchungen der VDEW sowie vieler anderer Stellen (z. B. Euratom LV 58, UNIPEDE LV 59, USA LV 60) zeichnen sich bei der Stilllegung grosser Kernkraftwerke keine grundsätzlich neuen Probleme ab. Die Arbeiten werden sich ohne nennenswerte Strahlenbelastung der Bevölkerung durchführen lassen, wobei erwartet wird, dass das Personal deutlich kleineren Strahlendosen unterworfen sein wird als während des vorangegangenen Betriebes des Kraftwerkes.

5. Sicherheit aus der Sicht der Gesetzgebung und der Behörden

5.1 Strahlenschutzvorschriften

5.1.1 Internationale Empfehlungen

ICRP

Der internationale Stand von Wissenschaft und Technik im Strahlenschutz wird von der unabhängigen Internationalen Kommission für Strahlenschutz (International Commission on Radiological Protection, ICRP), die seit 1928 besteht, laufend verarbeitet. Die ICRP veröffentlicht für alle Anwendungsbereiche Empfehlungen und grundlegende Studien zum Strahlenschutz, die weltweit als Grundlagen für Strahlenschutzrichtlinien und Gesetze dienen. Auch die schweizerische Strahlenschutzverordnung (LV 61) basiert auf den ICRP-Empfehlungen.

weitere
internationale
Empfehlungen

Für die Kerntechnik, insbesondere auf den Gebieten der nuklearen Sicherheit und der Abfallbeseitigung, stellen auch internationale Organisationen wie IAEA und NEA Empfehlungen und Richtlinien auf und koordinieren die internationale Zusammenarbeit. In diesen Berichten ist daher eine einheitliche Grundlage sowohl auf wissenschaftlicher wie praktischer und gesetzgeberischer Ebene vorhanden, die weltweit im wesentlichen zu übereinstimmenden Konzepten und Beurteilungen geführt hat.

Ziele des
Strahlenschutzes

Gemäss ICRP besteht das Ziel des Strahlenschutzes im Schutz von Individuen, ihren Nachkommen und der Menschheit als Ganzer vor ionisierenden Strahlen, unter Zulassung notwendiger, mit Strahlenexposition verbundener Tätigkeiten (LV 62).

Daraus ergibt sich als Grundpostulat der ICRP ein System von Dosisbegrenzungen, das aus den folgenden drei Grundprinzipien besteht:

1. Rechtfertigung

Es sind keine unnötigen oder vermeidbaren Strahlenexpositionen zuzulassen. Eine Tätigkeit, die mit der Bestrahlung von Menschen verbunden

ist, ist nur dann annehmbar, wenn der Nutzen grösser ist als der Strahlenschaden, und wenn dieser Nutzen nicht auf einem anderen gleichwertigen Weg ohne Bestrahlung von Personen erreicht werden kann (Schaden-Nutzen-Analyse).

2. Optimierung

(ALARA — As Low As Reasonably Achievable = so tief wie vernünftigerweise erreichbar)

das ALARA-Prinzip

Gerechtfertigte oder unvermeidliche Strahlenexpositionen sollen so gering sein, wie dies unter Berücksichtigung wirtschaftlicher und sozialer Gesichtspunkte vernünftigerweise erreichbar ist.

Durch Schutzmassnahmen soll die Strahlenexposition von Menschen nicht minimalsiert, sondern optimiert werden: Es soll eine vernünftige Relation zwischen Aufwand für den Schutz und erzieltm Schutzeffekt bestehen (Aufwand-Nutzen-Analyse).

3. Bestrahlungsgrenzwerte

Die von der ICRP empfohlenen Grenzwerte für die Jahresdosis beruflich strahlenexponierter Personen (Ganzkörperbestrahlung 5000 mrem/Jahr) bzw. für Einzelpersonen der Bevölkerung (500 mrem/Jahr) sollen eingehalten und wenn möglich unterschritten werden.

höchst zulässige Strahlendosen

Die Festlegung der Grenzwerte der ICRP beruht auf dem Konzept, dass Einzelpersonen für Spätschäden und genetische Folgen höchstens ein Risiko eingehen, das nicht grösser sein soll als andere akzeptierte Risiken des täglichen Lebens oder der Berufstätigkeit (LV 63).

Risikokzept

5.1.2 Ziele für den Strahlenschutz bei Kernkraftwerken in der Schweiz

Gesetzliche Grundlage für den Strahlenschutz in der Schweiz bildet die Eidgenössische Strahlenschutzverordnung (SSVO) aus den Jahren 1963/76 (LV 61). Sie übernimmt in allen wesentlichen Punkten die Empfehlungen der ICRP. Die SSVO legt auch Grenzwerte fest für die Bestrahlung einzelner Körperteile von aussen und durch die Aufnahme in den Körper von bestimmten radioaktiven Isotopen.

die Eidg. Strahlenschutzverordnung

Im Einklang mit einer Empfehlung der ICRP, die für bestimmte Anwendungsgebiete jeweils nur einen Bruchteil der höchstzulässigen Werte zulässt, hat die SSVO 1976 die maximal zulässige Bestrahlung von Einzel-

zulässige Abgaben an die Umwelt im normalen Betrieb

personen der Bevölkerung durch die Abgabe von Radioaktivität in die Atmosphäre und über das Abwasser auf je 50 mrem/Jahr festgelegt.

Zudem wurde eine Richtlinie (LV 64) aufgestellt, welche die Bestrahlung der Bevölkerung zufolge des Betriebes eines Kernkraftwerks durch die Festlegung maximal zulässiger Abgaben von Radioaktivität über die Luft und das Wasser an die Umwelt begrenzt. Diese Abgabelimiten basieren für den Normalbetrieb und bei Betriebsstörungen (vergl. 3.4.1) auf einem Dosisgrenzwert von 20 mrem/Jahr und berücksichtigen auch eine mögliche Anreicherung von radioaktiven Stoffen in gewissen Nahrungsketten. Mit diesem Wert, der nur 4% des von der ICRP empfohlenen Dosisgrenzwertes für Einzelpersonen der Bevölkerung ausmacht, geht die Forderung der ICRP «so wenig wie vernünftigerweise erreichbar» weitgehend in Erfüllung. Erfahrungsgemäss liegen die Dosisbelastungen in der Umgebung eines Kernkraftwerkes noch um mindestens einen Faktor 5 bis 10 tiefer, betragen also höchstens einige wenige mrem/Jahr (vergl. SNG-Bericht «Emission radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken im Normalbetrieb», LV 18).

Abgaben bei
Störfällen

Die Bevölkerung muss aber auch gegen eventuelle Störfälle in der Anlage geschützt sein, das heisst, auch in solchen Fällen muss das Risiko akzeptierbar sein (vergl. Kapitel 1). In der genannten Richtlinie verlangen deshalb die Sicherheitsbehörden eine Auslegung des Kernkraftwerkes, die sicherstellt, dass Zwischenfälle, die Personen in der Umgebung mit Dosen bis zu 100 mrem belasten könnten — mit Dosen also, die etwa der Jahresdosis der natürlichen Strahlung entsprechen —, höchstens einmal in 100 Betriebsjahren zu erwarten sind. Störfälle, die zu höheren Bevölkerungsexpositionen führen können, müssen entsprechend unwahrscheinlicher sein. So sollen unfallbedingte Expositionen, die zu Dosen bis zu 10 000 mrem führen, höchstens einmal in 10 000 Betriebsjahren auftreten. Dosen dieser Grössenordnung können noch keine akuten Strahlenerkrankungen verursachen, hingegen muss mit somatischen Spätschäden und mit genetischen Schädigungen gerechnet werden, die jedoch neben den stets vorhandenen Spontanfällen statistisch nicht festzustellen wären. Ein sehr schwerer Störfall (hypothetischer Unfall), der auch zu akuten Todesfällen unter der Bevölkerung führen könnte, sollte höchstens mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von einmal in 1 Million Betriebsjahren vorkommen können. Durch vorbereitete Notfallpläne, wie sie sich zur Zeit in der Schweiz in Verwirklichung befinden, könnten die Auswirkungen auch dieses extremsten Ereignisses beträchtlich reduziert werden (vergl. Seite 30).

5.2 Aufgabe und Tätigkeit der Sicherheitsbehörden

5.2.1 Gesetzliche Grundlagen

Bewilligungsverfahren gemäss
Atomgesetz

Nach dem Atomgesetz von 1959 (LV 65) wird für den Bau und den Betrieb eines Kernkraftwerkes eine Bewilligung der vom Bundesrat be-

zeichneten Stelle, des Eidgenössischen Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartements (EVED), verlangt.

Das Gesetz verlangt weiter, dass die Bewilligungsinstanz vor der Erteilung einer Bewilligung ein Gutachten einholt, das sich insbesondere darüber auszusprechen hat, ob das Projekt alle zumutbaren Massnahmen zum Schutze von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern vorsieht.

Im Jahre 1960 wurde die «Eidg. Kommission für die Sicherheit von Atomanlagen» (KSA) als nebenamtliche technische Expertenkommission bestellt, die das erwähnte Gutachten jeweils zu erstatten hat. Ihr Auftrag ist in einer Verordnung (LV 66) wie folgt umschrieben: «Sie prüft die im Bewilligungsverfahren von den Gesuchstellern einzureichenden Sicherheitsberichte und hat sich in ihrem Gutachten darüber auszusprechen, ob alle nach dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendigen und zumutbaren Sicherheitsbedingungen für den Bau und Betrieb von Atomanlagen zum Schutz von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern erfüllt sind». Als weitere Aufgaben der Kommission nennt die Verordnung u. a. die sicherheitstechnische Überwachung des Baues und des Betriebes von Kernkraftwerken.

Kommission
für die
Sicherheit von
Atomanlagen
(KSA)

Eine Teilrevision des Atomgesetzes ist 1978 vom Parlament beschlossen und im Mai 1979 bei einer Volksabstimmung angenommen worden, und an einer Totalrevision wird zur Zeit gearbeitet. Das Bewilligungsverfahren soll dabei neu geregelt werden; nichts lässt heute darauf schliessen, dass sich die Sicherheitsanforderungen gegenüber der bisherigen Praxis ändern werden.

Revision des
Atomgesetzes

Wenn das Gesetz von notwendigen und zumutbaren Sicherheitsbedingungen spricht, so geht auch aus dieser Formulierung deutlich das Abwägen zwischen zwei Interessen hervor. Einerseits sind alle Sicherheitsmassnahmen, die notwendig sind, zu ergreifen, andererseits soll aber ihre Zumutbarkeit geprüft werden. Der Gesetzgeber besteht also nicht auf einer «absoluten Sicherheit», vielmehr verlangt er, dass das Risiko so klein sein soll, dass der Schutz von Menschen und fremden Sachen in ausgewogenem Masse gewährleistet ist.

Zielsetzung nach
Atomgesetz

5.2.2 Tätigkeit der Sicherheitsbehörden

Das EVED hat eine für Sicherheitsfragen zuständige Bundesstelle geschaffen, die Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (ASK), welche die KSA bei der Prüfung der Projekte und der Vorbereitung der Gutachten wesentlich entlastet und die aufwendige Bau- und Betriebsüberwachung selbständig durchführt unter Beizug von qualifizierten, unabhängigen Expertenorganisationen.

Abteilung für
die Sicherheit
der Kernanlagen
(ASK)

An der Überwachung der Kernkraftwerke ist auch die Eidgenössische Kommission zur Überwachung der Radioaktivität (KUeR) beteiligt, welche in der ganzen Schweiz die Radioaktivität der Luft, der Niederschläge, der Gewässer und des Bodens überwacht und in Zusammenarbeit mit der ASK gezielte Messungen der Emissionen und der Immissionen in der Umgebung der Kernkraftwerke durchführt (vergl. SNG-Bericht «Emissionen», LV 18 und jährliche Berichte der KUeR, LV 17).

Der Stand von Wissenschaft und Technik wird durch eine sehr umfangreiche internationale Fachliteratur dokumentiert, wobei technische Vorschriften, Normen, Richtlinien usw. eine besonders wichtige Rolle spielen.

In Tabelle 7 sind einige der wichtigsten Regelwerke aufgeführt, die bei schweizerischen Kernkraftwerk-Projekten zur Anwendung kommen. Die Schweizer Behörden und Prüfungsinstanzen haben zudem eigene Vorschriften und Richtlinien aufgestellt, welche bei den in unserem Lande realisierten unterschiedlichen Reaktorausführungen einerseits eine Übereinstimmung der Zielsetzungen und eine gewisse Vereinheitlichung der Sicherheitsmassnahmen anstreben, andererseits gewisse zusätzliche, verschärfende Anforderungen stellen, um den besonderen Umständen in unserem Lande gerecht zu werden. Es seien erwähnt:

- Projektierungsregeln der KSA,
- Richtlinien der ASK (z. T. in Zusammenarbeit mit KSA und/oder KUeR),
- Festlegungen der Nuklearabteilung des Schweiz. Vereins für Druckbehälterüberwachung (SVDB).

Projektierungsregeln und Richtlinien der Sicherheitsbehörden sind nicht absolut bindend, sofern ein sicherheitstechnisch äquivalenter Ersatz geboten wird. Sie sind aber bisher in allen wesentlichen Punkten stets eingehalten worden.

Es ist in erster Linie Aufgabe des Projektverfassers, der Hersteller und des Anlagebetreibers, die Sicherheit eines Kernkraftwerkes zu gewährleisten. Die vorgenannten Vorschriften und Regeln dienen dabei als Grundlage, damit das Werk dem vom Gesetz geforderten Sicherheitsstandard entspricht. Es ist die Aufgabe der Sicherheitsbehörden, zu prüfen, ob dies tatsächlich der Fall ist.

Die verschiedenen Instanzen auf Bundesseite beschränken sich nicht auf eine passive Kenntnisnahme der Aktivitäten des Projektverfassers und der Hersteller, sondern prüfen kritisch deren Überlegungen und Tätigkeiten, soweit diese sicherheitstechnisch relevant sind. In einer unabhängigen Kontrolle wird festgestellt, ob die verlangten Sicherheitsanforderungen auch wirklich erfüllt sind.

Nebst der Festlegung dieser Sicherheitsanforderungen konzentriert sich die Aufmerksamkeit der KSA auf die Konzeptfragen, d.h. auf die Wahl

Tabelle 7: Wichtigste in der Schweiz angewandte Regelwerke (aus LV 68)

Titel	Urheber	Charakter
General Design Criteria 10 CFR 20/50/100	US Nuclear Regulatory Commission (Amerikanische Kernenergiebehörde)	Gesetzlich verpflichtende Auslegungsvorschriften
Regulatory Guides	US Nuclear Regulatory Commission	Richtlinien (für alle Gebiete der Kernenergie-Anwendung)
ASME Boiler and Pressure Vessel Code	American Society of Mechanical Engineers	Umfassendes Normenwerk für mechanische Ausrüstungen sowie für Containments
ANSI Standards	American National Standards Institute	Richtlinien
IEEE Standards	Institute of Electrical and Electronic Engineers	Richtlinien auf dem elektrischen Gebiet
RSK-Leitlinien für Druck- und Siedewasser-Reaktoren	Reaktor-Sicherheits-Kommission der Bundesrepublik Deutschland	Richtlinien
BMI-Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke	Bundesministerium des Innern der Bundesrepublik Deutschland	Gesetzlich verpflichtende Auslegungsvorschriften
KTA-Regeln	Kerntechnischer Ausschuss (BRD)	umfassendes, im Aufbau begriffenes Normenwerk
SIA-Normen	Schweizerischer Ingenieur- und Architektenverein	Normen-Auswahl für konventionelle Bauwerke

der technischen Lösungen sowie auf die Störfallanalysen, welche das sicherheitstechnische Verhalten der Anlage weitgehend überblicken lassen. Hierzu sind allerdings vielfach nähere Kenntnisse der detaillierten quantitativen Anforderungen an die verschiedenen Anlagenteile (Auslegung) notwendig, welche durch die Spezialisten der ASK geprüft werden. Die ASK ist denn auch massgeblich an der Meinungsbildung innerhalb der KSA beteiligt. In ihrem Gutachten zu Handen der Bewilligungsinstanz äussert sich die KSA über die Erfüllung der gestellten sicherheitstechnischen Anforderungen und hält ihr notwendig scheinende Änderungen am Projekt sowie Betriebslimitierungen in entsprechenden Auflagen fest.

Unterstützung
durch die ASK

Die Überprüfung von Auslegung und Ausführung durch die ASK und ihre Experten geht in eine erhebliche Breite und Tiefe und setzt umfangreiche

Aufgaben
der ASK

Spezialkenntnisse voraus. Diese aufwendige Prüftätigkeit erfolgt in engem Kontakt mit dem Gesuchsteller und dem Projektverfasser, der bei Bedarf aufgefordert wird, zusätzliche Informationen zu liefern. Es ist wichtig, dass die Behörden trotz dieser Kontakte ihre Unabhängigkeit bewahren. Die ASK führt selbst eine Detailprüfung der Anlage und der im Einzelnen zu stellenden Anforderungen durch und legt Art und Umfang der Prüfungen fest, welche ihren Experten übertragen wird.

und ihrer
Experten

Im Bereiche der Bautechnik, wo spezialisierte Ingenieurorganisationen zugezogen werden, liegen die Schwerpunkte einerseits bei der Überprüfung der Belastungsannahmen, der Berechnungsmethodik und der Bauwerksbeanspruchungen, andererseits bei einer systematischen und laufenden Kontrolle der Bauausführung.

Mit der Einteilung durch die ASK der Komponenten im Bereiche der Maschinentechnik gemäss ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung werden die bei ihrer Fabrikation und Prüfung anzuwendenden Vorschriften und Normen festgelegt. Der Überwachungsinstanz — in diesem Falle ist es primär der SVDB — obliegt es dann, die Erfüllung der in diesen Regelwerken enthaltenen Anforderungen zu kontrollieren. Sie hat zu diesem Zweck vor Fabrikationsbeginn den Herstellungsprozess zu genehmigen und die vom Lieferanten durchgeführte Festigkeitsberechnung zu kontrollieren. Sie überwacht auch alle Phasen der Herstellung, angefangen bei der Rohmateriallieferung, über die Fabrikation bis zur Montage und Druckprobe mittels unabhängiger Prüfungen, welche zusätzlich zu den vom Hersteller selbst vorgenommenen Prüfungen durchgeführt werden.

Freigaben

Alle zugezogenen Experten haben der ASK eingehend über ihre Tätigkeit und die Resultate ihrer Prüfungen Rechenschaft abzulegen. Während des Baus auf dem Kraftwerksareal wird die Freigabe einzelner festgelegter Bauabschnitte oder die Montage der Ausrüstungen durch die ASK von einem positiven Ergebnis der entsprechenden Prüfungen abhängig gemacht.

Überwachung
der
Inbetriebnahme

Nach Fertigstellung des Kernkraftwerkes ist dessen Inbetriebnahme und Betrieb von einer weiteren Bewilligung abhängig. Bei der Erarbeitung des entsprechenden Gutachtens überzeugt sich die KSA davon, dass die Anlage gemäss den bereits erteilten Bewilligungen gebaut und die damals formulierten Auflagen erfüllt worden sind. Nachdem die ASK die nicht nuklearen Vorversuche an der Anlage aktiv verfolgt hat, nimmt die KSA von deren Ergebnis Kenntnis und prüft das vorgesehene nukleare Inbetriebnahmeprogramm. Sie beurteilt die Zweckmässigkeit der vorgeschlagenen Organisation zur Inbetriebnahme und für den späteren Betrieb und überzeugt sich aufgrund der Ergebnisse der von der ASK durchgeführten Eignungsprüfungen des Betriebspersonals sowie der Überprüfung der Betriebsvorschriften, dass auch die notwendigen organisatorischen und per-

sonellen Voraussetzungen für einen sicheren Kraftwerksbetrieb gegeben sind. Die nukleare Inbetriebnahme und die Leistungserhöhung des Kraftwerkes werden wiederum durch die ASK schrittweise freigegeben, nach Prüfung der Ergebnisse des vorangegangenen Schrittes.

Die im Gesetz vorgeschriebene behördliche Überwachung ist damit aber nicht abgeschlossen. Diese erstreckt sich über die ganze Betriebsdauer des Kernkraftwerkes, die endgültige Stilllegung eingeschlossen. Sie stützt sich auf ein Programm laufender Berichterstattung durch den Betreiber und umfasst periodische Inspektionen der Anlage durch die ASK. Von besonderer Bedeutung sind die mit der Betriebsbewilligung festgelegten Wiederholungsprüfungen, welche in bestimmten Zeitabständen Auskunft darüber liefern sollen, ob die Anlage weiterhin die vom sicherheitstechnischen Standpunkt aus zu verlangende Qualität aufweist. Auf Grund der Betriebserfahrungen mit der betreffenden oder mit anderen in- und ausländischen Anlagen, wie auch eventuell als Folge der Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik, kann die Behörde jederzeit zumutbare Anlageänderungen verlangen, welche einer Beseitigung eventuell festgestellter Mängel oder einer Erhöhung der Sicherheit dienen (Nachrüsten, siehe Seite 29). Die Tätigkeit der Sicherheitsbehörden ist auch in LV 69 und 80 beschrieben.

Überwachung
des
KKW-Betriebes

6. Gesamtbeurteilung der Kernenergiesicherheit und Vergleich mit anderen Arten der Energieerzeugung

Die verschiedenen Teile des nuklearen Brennstoffzyklus tragen gemäss den in diesem Bericht gemachten Ausführungen in sehr unterschiedlichem Masse zur Strahlenbelastung von Personen bei.

Strahlen-
exposition durch
Kernenergie

UNSCEAR (LV 2) gibt für den heutigen Stand der Kernenergie für Betriebspersonal und Weltbevölkerung zusammen eine Kollektivdosis von 5,2 bis 8,2 Mann · rem pro MWe und Jahr an. Für deren Zusammensetzung vergleiche die ersten drei Kolonnen von Tabelle 8 (die Prozentangaben beziehen sich auf den höheren Wert).

Vergleicht man die Kollektivdosis pro Jahr für die Weltbevölkerung durch Kernenergie mit jener durch natürliche Strahlung, so entspricht der Beitrag der Kernenergie bei der heutigen Kernenergieproduktion nur etwa der Kollektivdosis durch rund 15 Stunden Bestrahlung beim durchschnittlichen natürlichen Strahlenpegel von etwa 150 mrem/Jahr.

natürliche
Strahlen-
exposition

Neben dieser Strahlenbelastung sind zu den gesundheitlichen Auswirkungen der Kernenergieerzeugung auch die Folgen von Unfällen konventioneller Art zu zählen. Der rechte Teil von Tabelle 8 gibt die ungefähre Ver-

Todesfälle
durch
Kernenergie

Tabelle 8: Die gesundheitlichen Auswirkungen des nuklearen Brennstoffzyklus

Teil des Brennstoffzyklus	Kollektivdosis ¹⁾ in %			Gesundheitl. Auswirkungen (Todesfälle) ²⁾ in %		
	Personal	Bevölkerung	zus.	Unfall	Krankheit	zus.
Bergbau und Erzaufbereitung	4	« 1	4	22	15	37
Urananreicherung und Brennelementherstellung				< 1	1	2
Bau der Anlagen	0	0	0	27 ³⁾	—	27
Kraftwerksbetrieb (davon Reaktorunfälle)	13	5	18	2 ³⁾	16 (2)	18 (2)
Wiederaufarbeitung, lokal weltweit ⁴⁾	15 —	7 41 ⁵⁾	22 41 ⁵⁾	2 ³⁾	7	9
Entsorgung, Stilllegung	« 1	« 1	—	6 ³⁾	< 1	6
Transporte	« 1	« 1	—	< 1 ³⁾	« 1	1
Forschung und Entwicklung	15 ⁵⁾	< 1	15 ⁵⁾	—	—	—
Ganzer Brennstoffzyklus	47 %	53 %	100 %	60 %	40 %	100 %
entsprechend total ⁶⁾	5200 bis 8200 Mann.rem/GWe Jahr			0,87 bis 1,1 Todesfälle/GWe Jahr		
bzw.	5,2 bis 8,2 Mann.rem/MWe Jahr					

Bemerkungen:¹⁾ gemäss UNSCEAR (1977), LV 2²⁾ durch Unfälle und Strahlung gemäss UNO Environment Programme (1979), LV 70³⁾ ergänzt gemäss WHO (1979), LV 4⁴⁾ Krypton-85 u. a.⁵⁾ Diese Beiträge können in Zukunft reduziert werden durch verbesserte Rückhaltung bei der Wiederaufbereitung bzw. verminderten Anteil der Forschung. Dadurch dürften sich insgesamt Kollektivdosen zwischen 3 und 6 Mann · rem pro MWe und Jahr ergeben.⁶⁾ 1 GWe Jahr entspricht der elektrischen Energieproduktion eines Kraftwerkes von 1000 MWe während eines Jahres bei 100 % Arbeitsausnutzung.

teilung der Todesfälle aus allen diesen Ursachen auf die einzelnen Schritte des Brennstoffzyklus wieder. Es wird noch unterschieden zwischen den unfallbedingten (akuten) Todesfällen, welche vorwiegend das jeweils beteiligte Berufspersonal betreffen, und den strahlungsbedingten (chronischen) Todesfällen, welche in Bergbau und Erzaufbereitung nur das Personal, beim Kraftwerkbetrieb sowohl Personal als auch Bevölkerung treffen. Die zwei Teile der Tabelle 8 stammen aus verschiedenen Quellen, weshalb sie untereinander nicht durchwegs vergleichbar sind. Insbesondere hat UNSCEAR ihre Abschätzungen für die Wiederaufarbeitung auf die Erfahrungen bei den heutigen Anlagen gegründet, während im UNO Environment Programm moderne Anlagen vorausgesetzt wurden.

Pro GWe und Jahr, was der Elektrizitätserzeugung eines Werkes von der Grösse des Kernkraftwerkes Gösgen bei ununterbrochenem Betrieb während eines Jahres entspricht, ist weltweit insgesamt mit 0,87 bis 1,1 Todesfällen zu rechnen.

Ein ausgewogenes Urteil über die Sicherheit der nuklearen Energieerzeugung lässt sich aber erst aus einem Vergleich mit anderen Methoden zur Erzeugung derselben Energiemenge gewinnen. Auch bei den möglichen Alternativen müssen dann alle Arten von Gefahren sämtlicher an der Energieerzeugung beteiligter Prozesse betrachtet werden.

Vergleich mit
anderen
Energiequellen

Schon seit längerer Zeit sind Abschätzungen der gesundheitlichen Auswirkungen konventioneller Methoden zur Energieerzeugung unternommen worden, aber erst seit etwa 1974 ist es einigermaßen gelungen, alle wichtigen Prozesse zu erfassen. Die weitaus grössten Schwierigkeiten bietet die Bestimmung der Folgen der Emissionen aus Kraftwerken, welche fossile Brennstoffe verfeuern.

konventionelle
Energie-
erzeugungsarten

Tabelle 9: Die gesundheitlichen Auswirkungen der konventionellen Brennstoffzyklen für die elektrische Energieerzeugung an Hand der Anzahl Todesfälle pro GWe und Jahr ¹⁾.

Quelle ²⁾	(Land)	LV	Jahr	Kohle	Öl	Naturgas	Uran	Bem.
Battelle	(D)	71	1976	7,5	0,6		0,40	³⁾
EPRI	(US)	72	1976	3 —155	1,5 —135	0,08—0,4	0,15—1,3	⁴⁾
NASA	(US)	73	1977	5,1— 57	0,59— 36		0,21—0,54	⁵⁾
BNL	(US)	74	1977	19 —160	2,5 —130	0,17	0,9 —2,2	⁶⁾
parlament. Untersuchg.	(N)	75	1978	4,4— 37	1 — 33	0,3	0,4 —1,2	⁷⁾
IAEA		76	1978	10 — 33	1,7 — 8,3	0,53	0,50	⁸⁾
UNO		70	1979	20 — 23	6,5	0,40	0,87—1,1	⁹⁾ , ¹⁰⁾
UKAEA	(GB)	77	1980	0,9—185	0,19—145		0,15—2,1	

Bemerkungen:

¹⁾ 1 GWe Jahr entspricht der elektrischen Energieproduktion eines Kraftwerkes von 1000 MWe während eines Jahres bei 100% Arbeitsausnutzung

²⁾ Siehe Verzeichnis der Abkürzungen Seite 105

³⁾ Ohne Gesundheitsschäden zufolge Immissionen

⁴⁾ Gesamtbereiche mehrerer bisheriger Abschätzungen

⁵⁾ Kohle und Öl mit Abgasentschwefelung (bei bisherigen Anlagen nicht vorhanden)

⁶⁾ Kohle und Ölsorten, sowie Abgasbehandlung entsprechend durchschnittlichen US-Verhältnissen 1975

⁷⁾ Kohle mit 1,5% Schwefel, Öl mit 2,5% S, beide mit Abgasentschwefelung

⁸⁾ Kohle mit 0,5% Schwefel, Öl mit 2,5% Schwefel, und nur Berufsunfälle

⁹⁾ für gesundheitliche Auswirkungen der Abgase auf die Bevölkerung Einzelwert angenommen, nämlich: Kohle 15, Öl 4,5 Todesfälle

¹⁰⁾ Uran: Unfälle ergänzt gemäss Tabelle 8, Bemerkung ³⁾

Die möglichen akuten Erkrankungen der Atemwege und die chronischen karzinogenen und mutagenen Auswirkungen der Luftverschmutzung sind weitgehend bekannt. Diese gehen aber nicht allein auf Abgase aus Verbrennungsanlagen zurück, so dass es sich als viel schwieriger erweist als bei der Radioaktivität, die kritischen Stoffe zu identifizieren und zu messen und die massgebenden Dosis-Wirkungs-Beziehungen abzuleiten.

Tabelle 9 gibt aus verschiedenen Quellen eine Übersicht der Ergebnisse einiger neuerer Untersuchungen über die gesundheitlichen Auswirkungen von thermischen Kraftwerken zur elektrischen Energieerzeugung. Aufgeführt ist die zu erwartende Anzahl von Todesfällen pro GWe und Jahr für Kraftwerke mit den fossilen Brennstoffen Kohle, Öl und Naturgas sowie für ein Kernkraftwerk mit einem Leichtwasserreaktor heutiger Bauart.

Vergleiche

Die Ergebnisse solcher Untersuchungen hängen stark von einzelnen Annahmen ab; für viele Fälle liegen allerdings Todesstatistiken vor, die sich von Land zu Land nicht krass unterscheiden. Da die Absicht jeder zitierten Arbeit einem Vergleich zwischen den verschiedenen Brennstoffzyklen galt, hat man sich bemüht, jeweils äquivalente Annahmen zu treffen. Bei einem Vergleich der Ergebnisse verschiedener Autoren kommen systematische Unterschiede eher vor, worauf zum Teil in den Bemerkungen hingewiesen wird. Dies hat die Autoren im allgemeinen bewogen, statt einer einzelnen Zahl jeweils untere und obere Grenzen der Todesfallrate anzugeben. Die so abgesteckten Bereiche müssen dann einander gesamthaft gegenübergestellt werden. Es darf nicht etwa der obere Wert für die eine Erzeugungsart mit dem unteren Wert einer anderen verglichen werden.

Kohle und Öl

Auffällig ist die Breite der angegebenen Bereiche für Kohle und Öl. Dies geht primär auf die oben erwähnte Unsicherheit in der Dosis-Wirkungs-Beziehung zurück, die für die Strahlung vergleichsweise gut bekannt ist. Dazu kommt, dass die Folgen der Emissionen dieser Werke noch von der Höhe der Vorbelastung der Kraftwerksumgebung durch Heizungen, Motorfahrzeuge etc. abhängt. Unterschiede zwischen den Autoren andererseits gehen meist auf Unterschiede in den angenommenen Kohle- und Ölsorten, insbesondere in bezug auf ihren Schwefel- und Aschegehalt, sowie auf die Abgasbehandlung zurück. Hier ist festzuhalten, dass die verschiedentlich vorausgesetzte Abgasentschwefelung mittels Auswaschvorgängen zur Zeit noch nicht dem Stand der Technik entspricht.

wichtigste Gefahrenquellen

Bei der Kohle gehen die beruflichen Todesfälle zur Hauptsache auf Unfälle und Erkrankungen im Bergwerk zurück (Staublunge); der grösste Anteil der Mortalität wird jedoch in der Bevölkerung hervorgerufen, und zwar durch die Immissionen beim Betrieb des Kraftwerkes, was auch für ein Ölkraftwerk gilt. Die Unfallgefahr bei der Ölgewinnung unter dem Meeresboden ist jedoch deutlich kleiner, an den Festlandbohrstellen nur ein Bruchteil der Unfallgefahr im Kohlebergwerk. Bei Naturgas, das sehr

sauber ist, ist die Bevölkerungsbelastung vernachlässigbar; die Unfallgefahr entspricht im wesentlichen derjenigen bei der Ölgewinnung. Für die Kernenergieerzeugung gibt Tabelle 8 an, wie sich die Todesfälle auf die verschiedenen Etappen des Brennstoffzyklus verteilen.

Vergleicht man nun in Tabelle 9 die verschiedenen Brennstoffzyklen, so schneidet das fossile Kraftwerk mit Naturgasverbrennung, gemessen an der zwar nicht allein massgebenden, hier jedoch als wichtiges Kriterium gewählten Todesfallrate, am günstigsten ab. Nahezu äquivalent ist die Kernenergieerzeugung. Das Ölkraftwerk hat, vor allem wegen seiner Emissionen, mindestens um eine Grössenordnung mehr Todesfälle zur Folge, während ein Kohlekraftwerk, je nach den geltenden Voraussetzungen, nochmals wesentlich ungünstiger sein kann.

Naturgas und
Kernenergie
günstig

Allen konventionellen thermischen Kraftwerken gemeinsam ist die Möglichkeit der Verursachung von globalen Klimaveränderungen durch das bei jeder Verbrennung entstehende Kohlendioxyd CO_2 . Werden die fossilen Brennstoffe in zunehmendem Masse genutzt, so wird der CO_2 -Gehalt der Atmosphäre allmählich auf das Mehrfache ansteigen, was das empfindliche Gleichgewicht zwischen Sonneneinstrahlung und Wärmeabstrahlung der Erde stören wird (Treibhauseffekt). Eine intensive Forschung besteht auf diesem Gebiet, doch sind die Vorgänge ausserordentlich komplex. Es scheint möglich zu sein, dass die mittlere Temperatur der Erde nach der Jahrhundertwende stetig ansteigt, was zu einer Verschiebung der Klimazonen und schliesslich zu einem Abschmelzen der Eiskappen und damit zu einer Erhöhung des Meeresspiegels führen müsste. Im Zeitpunkt, da dieser CO_2 -Einfluss erkennbar wird, wird es für Korrekturmassnahmen wahrscheinlich zu spät sein (LV 78, 79).

CO_2 -Problem
bei konventionell
thermischen
Kraftwerken

Nicht nur bei der Kernenergie, auch bei den konventionellen Brennstoffzyklen sind Grossunfälle denkbar. Bei der Kohleförderung kommen Grubenkatastrophen vor, bei der Gewinnung, dem Transport und der Lagerung von Öl und Gas entstehen Explosionen und Brände, die unter ungünstigen Umständen ausserordentlich schwerwiegende Folgen haben können (LV 77). Soweit die zitierten Untersuchungen denkbare Grossunfälle miterfassten, konnten sie feststellen, dass das diesbezügliche Risiko nicht stark ins Gewicht fällt, was auch für die Kernenergie zutrifft (siehe Kapitel 3.4.5). Als besondere Risiken der Kernenergieerzeugung sind nur Sabotage und die Abzweigung spaltbaren Materials für nichtfriedliche Zwecke, sowie bis zu einem gewissen Grad der Krieg selbst zu nennen, d. h. Risiken, welche weniger auf der technischen als vielmehr auf der allgemeinen gesellschaftspolitischen Ebene zu beherrschen sind (zur Proliferationsgefahr vgl. SNG-Bericht «Brennstoffzyklus» (LV 1).

Grossunfälle

Gegenwärtig wird zunehmend die Verwendung erneuerbarer Energiequellen wie der Solarenergie, der Windenergie, der geothermischen Ener-

«sanfter»
Technologien

gie, der Biomasse und anderer empfohlen, welche gesamthaft gerne als «sanfte» Technologien bezeichnet werden (vgl. SNG-Bericht «Alternative Energien» (LV 78). Diese Technologien stellen tatsächlich in einem gewissen Sinn ein Gegenstück zur Kernenergie dar: Im Uran liegt eine extrem hohe natürliche Energiekonzentration vor; bei den «sanften» Technologien handelt es sich ebenso naturgegeben um stark verdünnte Energiequellen. Aus denselben Gründen ist bei der Kernenergie eine Zentralisation der Energieproduktion geboten, während sich bei gewissen Anwendungen der sanften Technologien (Solarenergie zu Heizzwecken, Windenergie, Biomasse) die dezentralisierte Anwendung aufdrängt.

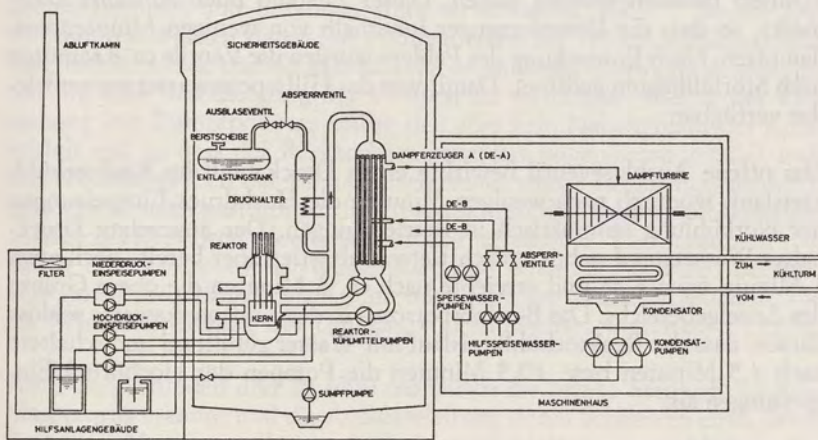
Da die Ausbeutung dieser alternativen Quellen noch am Anfang ihrer Entwicklung steht und noch kaum grosstechnische Erfahrungen vorliegen, ist die Abschätzung der mit ihnen verbundenen Gefahren heute noch problematisch. Immerhin kann schon jetzt darauf aufmerksam gemacht werden, dass der mit der niedrigen Energiekonzentration einhergehende, grosse spezifische Materialbedarf mit einem entsprechend hohen Arbeitsaufwand und damit auch mit einer hohen Unfallgefahr verbunden ist. Die Gewinnung und Verarbeitung der zur Erstellung der Anlagen benötigten Materialien (Eisen, Aluminium, Glas, Beton, etc.), welche bei den konventionellen Brennstoffzyklen nur wenig zur Gefahrenbilanz beitragen, dürften hier den Hauptanteil der Gefahren ausmachen. Hingegen fallen für die «sanften» Technologien Grossunfälle wie auch gesellschaftspolitische und militärische Risiken weg. Davon abgesehen, können die gesundheitlichen Auswirkungen dieser erneuerbaren Energiequellen bestenfalls im Bereich der sichersten heute verfügbaren Quellen, des Naturgases und der Kernenergie, liegen.

Anhang: Der Unfall im Kernkraftwerk Three Mile Island-2. Darstellung des Ereignisablaufs (LV 32)

Der Ablauf des Unfalles, der am 28. März 1979 um 4 Uhr morgens im Block 2 des Kernkraftwerkes Three Mile Island in Harrisburg USA begann, zeigte die folgenden wesentlichen Aspekte (vgl. auch Fig. 5).

Fig. 5: Vereinfachte Darstellung des Kernkraftwerkes Three Mile Island-2 (TMI-2).

THREE MILE ISLAND - 2 (TMI-2)



Das Kraftwerk stand mit einer Leistung von 935 MWe praktisch voll in Betrieb, als infolge einer Störung der Kondensatreinigung das Hauptspeisewassersystem ausfiel, so dass die Speisung der beiden Dampferzeuger unterbrochen wurde. Dies löste automatisch einen Turbinenschnellschluss, d. h. die Abschaltung der Dampfturbine, aus. (Alle nachfolgenden Zeitangaben sind von diesem Moment an gerechnet.)

Der Rückgang der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern über die Dampferzeuger führte zu einem Druckanstieg im Reaktorkühlkreislauf, der auslegungsgemäss nach 3 Sekunden das Öffnen eines Druckhalter-Ausblaseventils und nach 8 Sekunden die Reaktorschnellabschaltung bewirkte. Dadurch nahm die Wärmeproduktion nahezu sofort auf einen Bruchteil, nämlich die Restwärme der Spaltprodukte, ab. Infolgedessen sank der Druck wieder und erreichte nach 13 Sekunden den Schliessdruck des Ausblaseventils.

Das Schliessen des Ausblaseventils versagte aber, so dass Kühlmittel weiterhin in den Entlastungstank ausströmte: ein Kühlmittelverlust-Störfall hatte sich eingestellt. Eine Kontrolllampe in der Kraftwerkswarte, die nicht die Stellung des Ventils, sondern die Auslösung des Schliesssignals anzeigte, täuschte die geschlossene Stellung des Ventils vor.

Im Hilfsspeisewassersystem, das bei Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung die sekundärseitige Wärmeabfuhr aus den Dampferzeugern übernehmen soll, hatten die automatisch eingeschalteten Pumpen nach ca. 40 Sekunden den vollen Förderdruck. Das Wasser erreichte jedoch die Dampferzeuger nicht, weil bei zuvor erfolgten Wartungsarbeiten die Absperrventile des Hilfsspeisewassersystems fälschlich in der geschlossenen Position belassen worden waren. Dieser Zustand blieb zunächst unbemerkt, so dass die Dampferzeuger innerhalb von wenigen Minuten ausdampften. Nach Entdeckung des Fehlers wurden die Ventile ca. 8 Minuten nach Störfallbeginn geöffnet. Damit war das Hilfsspeisewassersystem wieder verfügbar.

Das offene Ausblaseventil bewirkte einen Druckabfall im Reaktorkühlkreislauf, wodurch nach wenigen Minuten die Hochdruck-Einspeisungen der Notkühlung automatisch in Betrieb gingen. Der angezeigte Druckhalter-Wasserstand nahm zunächst etwas ab, stieg aber bereits nach etwa 1 Minute wieder an und erreichte nach ca. 6 Minuten die obere Grenze des Anzeigebereichs. Das Betriebspersonal in der Kraftwerkswarte schloss daraus, dass der Reaktorkühlkreislauf mit Wasser gefüllt sei und schaltete nach 4,5 Minuten bzw. 10,5 Minuten die Pumpen der Hochdruck-Einspeisungen ab.

Der Reaktorkühlkreislauf war infolge des offenen Ausblaseventils nach ca. 6 Minuten auf Sättigungsbedingungen, d. h. es fand im Reaktorkern eine Dampfbildung statt. Der weiter andauernde Verlust von Kühlmittel bewirkte eine fortschreitende Entleerung des Reaktorkühlkreislaufes, aber nicht ein Absinken des angezeigten Druckhalter-Wasserstandes.

Druck und Temperatur im Entlastungstank, in dessen Wasservorlage das Druckhalterventil abblies, stiegen an. Nach ca. 15 Minuten brach die Berstscheibe des Tanks, so dass das radioaktive Kühlmittel nunmehr in das Sicherheitsgebäude abgeblasen wurde, wo es kondensierte und im Gebäudesumpf aufgefangen wurde. Die automatisch angelaufenen Sumpfpumpen förderten dieses Wasser ins Hilfsanlagengebäude, wo die Auffangbehälter später überliefen und so auch in diesem Gebäude Radioaktivität freisetzen. Die Sumpfpumpen wurden nach 38 Minuten von der Warte aus abgestellt. Die aus dem Sumpfwasser im Hilfsanlagengebäude freigesetzte Radioaktivität — vor allem das Edelgas Xenon und geringe Mengen Jod — wurde über das Lüftungssystem in die Umgebung

abgegeben. Dies stellte den wesentlichen Pfad für die Abgaben während der ersten Phase des Unfalles dar. Später traten radioaktive Edelgase beim Entgasen des Primärwassers im Volumenregelsystem nach aussen.

Das Ausdampfen des Reaktorkühlkreislaufes wurde von der Betriebsmannschaft nicht erkannt. Sie vertraute der Anzeige des Druckhalter-Wasserstandes und liess andere Anzeigen und Meldungen, die auf den Kühlmittelverlust hinwiesen, entweder unbeachtet oder interpretierte sie falsch. Die schwerwiegende Folge war eine fortschreitende Entleerung des Reaktorkühlkreislaufes.

Die Reaktorkühlmittel-Pumpen förderten nun zeitweise ein Wasser-Dampf-Gemisch und begannen stark zu vibrieren. Nach 1 Stunde und 14 Minuten wurden daher die Pumpen eines der beiden Kühlkreisläufe und nach 1 Stunde und 40 Minuten die des anderen Kreislaufs ausgeschaltet, um eine Beschädigung der Pumpen zu vermeiden. Wegen der Entstehung von Dampfpolstern stellte sich aber kein Naturumlauf des Kühlmittels ein, so dass der Reaktorkern zeitweise ungenügend gekühlt war. Ein erheblicher Teil der Brennstoffelemente wurde beschädigt, wodurch grössere Mengen gasförmiger Spaltprodukte in den Reaktorkühlkreislauf austraten. Die Brennelement-Hüllrohre erreichten Temperaturen, bei denen eine rasche Metall-Wasser-Reaktion einsetzte. Dadurch bildeten sich im Reaktorkühlkreislauf eine oder mehrere Wasserstoffblasen, die die Wiederherstellung des Umlaufs von Kühlmittel weiter erschwerten.

Nach ca. 2 Stunden und 20 Minuten wurde die offene Stellung des Ausblaseventils erkannt und die Ausblaseleitung durch Schliessen eines davor liegenden Absperrventils von der Kraftwerkswarte aus verschlossen. Damit wurde der Kühlmittelverlust aus dem Reaktorkühlkreislauf unterbunden.

Der automatische Abschluss des Sicherheitsgebäudes wurde durch einen Überdruck im Gebäude von $\geq 0,28$ bar ausgelöst. Dieser Wert wurde erst nach ca. 4 Stunden erreicht, ein früherer Gebäudeabschluss mittels Handbefehl war nicht vorgenommen worden.

In den auf die beschriebene Anfangsphase folgenden Stunden wurde durch verschiedene Massnahmen versucht, wieder einen stabilen Zustand der Kernkühlung herzustellen. Dazu erfolgte ein mehrfaches Öffnen und Schliessen der Druckhalter-Ausblaseleitung, ein Anheben des sekundärseitigen Dampferzeuger-Wasserstandes, ein Start von Reaktorkühlmittel-Pumpen und insbesondere wieder eine Inbetriebnahme der Hochdruck-Einspeisungen. Nach 11 Stunden kam der Naturumlauf in einem Reaktorkühlkreislauf wieder in Gang, nach 16 Stunden erfolgte die Wärmeabfuhr bei Zwangsumlauf mit einer Reaktorkühlmittel-Pumpe.

Im Verlauf des Unfalls stieg die Wasserstoffkonzentration auch im Sicherheitsgebäude an, was nach 10 Stunden eine örtliche Deflagration zur Folge hatte. Der Überdruck im Sicherheitsgebäude stieg dabei kurzzeitig auf 2 at an. Das Gebäude war bei der Erstellung einem Prüfdruck von 4,75 at ausgesetzt worden.

Nach zwei Tagen wurde festgestellt, dass sich im oberen Bereich des Reaktordruckbehälters noch immer eine Wasserstoffblase von rund 30 m³ befand, die von der chemischen Zirkon-Wasser-Reaktion der überhitzten Brennelementhüllen herrührte. Es dauerte noch mehrere Tage, bis diese Gasblase abgebaut werden konnte, zur Hauptsache durch Auflösung im Kühlmittel und Entgasung über den Druckhalter. Die amerikanische Sicherheitsbehörde nahm irrtümlicherweise während längerer Zeit an, die Blase bestehe aus einem Gemisch von Wasserstoff und Sauerstoff und es bestehe daher eine Explosionsgefahr im Reaktordruckbehälter. Tatsächlich konnte die Gasblase keinen merklichen Sauerstoffgehalt aufweisen; eine Explosionsgefahr hatte also nie bestanden.

Literatur

- (1) SNG: Der Brennstoffkreislauf der Leichtwasserreaktoren, Berichte der SNG zur Kernenergie, Bd. 4, 1981
- (2) UNSCEAR: Sources and Effects of Ionizing Radiation, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UN, New York, 1977
- (3) US Environmental Protection Agency: Radiological Quality of the Environment in the United States, EPA 520/1-77-009, 1977
- (4) WHO: Health Implications of Nuclear Power Production, Report on a Working Group, Brussels, 1.—5. Dec. 1975, World Health Organization Regional Publication, European Series No. 3, 1978
- (5) NEA: Radon Monitoring, Proceedings of the NEA Specialist Meeting, Paris, 20.—22. Nov. 1978, Nuclear Energy Agency, Paris, 1978
- (6) SNG: Physikalische und technische Grundlagen der Kernenergie, Berichte der SNG zur Kernenergie, Bd. 3, 1980
- (7) SNG: Die Lagerung radioaktiver Abfälle, Berichte der SNG zur Kernenergie, Bd. 2, 1979
- (8) S. Prêtre et al: A Possible Solution to Mitigate the Off-Site Consequences of Severe Accidents in Nuclear Power Plants, International Atomic Energy Agency, International Conference on Current Nuclear Power Plant Safety Issues, Stockholm, 20.—24. Oct. 1980, IAEA-CN-39/8.2
- (9) K. Küffer: LWR Experience in Europe, Proc. ANS Meeting, Charlotte, N. Carolina, April 1978
- (10) SNG: Strahlengefährdung durch Kernkraftwerke, Berichte der SNG zur Kernenergie, Bd. 1, 1978
- (11) Verschiedene: Beznau und Mühleberg; Erfahrungen und Empfehlungen aus 10 Jahren Betrieb, Sondertagung Zürich, Januar 1981, Zeitschr. VGB Kraftwerkstechnik, August 1981
- (12) Eidg. Kommission für Strahlenschutz: Strahlenbelastung und Dosimetrie der beruflich strahlenexponierten Personen in der Schweiz im Kalenderjahr 1977, Bundesamt für Gesundheitswesen, Bern, 1978 (seither jährlich)
- (13) SUVA: Die Verteilung der Personendosen des beruflich strahlenexponierten Personals in den Industriebetrieben und in den Kernanlagen der Schweiz, Schweizerische Unfallversicherungsanstalt, Mitteilungen der Sektion Physik, Nr. 6, Mai 1977 (seither jährlich)
- (14) US Environmental Protection Agency: Radiation Protection Activities 1976, EPA 520/4-77, 1977
- (15) National Environmental Studies Project: Compilation and Analysis of Data on Occupational Radiation Exposure Experienced at Operating Nuclear Power Plants, Atomic Industrial Forum, New York, September 1974
- (16) Verschiedene Aufsätze: 4. International Congress of IRPA, International Radiation Protection Association, Paris 1977, Vol. 2, Session 27
- (17) KUeR: Jährliche Berichte der Eidg. Kommission zur Überwachung der Radioaktivität (KUeR), seit 1957, Beilagen zum Bulletin des Bundesamtes für Gesundheitswesen
- (18) SNG: Emission radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken im Normalbetrieb, Berichte der SNG zur Kernenergie, Bd. 2, 1979
- (19) US Federal Register: Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light Water-Cooled Nuclear Power Reactors, Code of Federal Regulations 10 CFR 50, § 50.46 and Appendix K, 1974
- (20) KSA: Projektierungsregeln der KSA für Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren, Würenlingen, KSA 22/1, 13. Feb. 1978
- (21) APS: Report to the American Physical Society by the study group on light-water reactor safety, Reviews of Modern Physics, Vol. 47, Suppl. No. 1, Summer 1975
- (22) Idaho National Engineering Laboratory: LOFT Program Description, Aerojet Nuclear Company, LPD-1, October 1974

- (23) Internationale Richtlinien für den Brandschutz in Kernkraftwerken, herausgegeben im Auftrag der Nationalen Pools und Vereinigungen für die Versicherung von Kernenergieisiken, 1974
- (24) F. Reisch: The Separation of Electrical Equipment and Systems in Nuclear Power Plants in Sweden and the United States, Nuclear Safety, 19-6, Nov.—Dec. 1978, p. 723
- (25) E. H. Schulz: Vorkommnisse und Strahlenunfälle in kerntechnischen Anlagen, Thieme Verlag, 1965
- (26) Nuclear Safety, Bimonthly Journal, Nuclear Safety Information Center, Oak Ridge National Laboratory, USA
- (27) BMI: Besondere Vorfälle in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland, Berichtszeitraum 1965—77, Bundesministerium des Innern, Bonn, Juli 1977
- (28) H. Michaelis: Handbuch der Kernenergie, dtv Wissenschaftliche Reihe, München, 2. Auflage 1982
- (29) N. Hoffmeister: Analyse einiger wichtiger Vorkommnisse in Kernkraftwerken, SVA Informationstagung über die Sicherheit von Kernkraftwerken, 25.—26. Nov. 1974, Zürich, SVA Bern, 1974
- (30) UNSCEAR: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UN, New York: Berichte aus den Jahren 1958, 1962, 1966, 1969, 1972
- (31) J. R. Trabalka et al: The 1957—1958 Soviet Nuclear Accident in the Urals, Nuclear Safety, 21-1, Jan.—Feb. 1980, p. 94
- (32) Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island: The Need For Change: The Legacy Of TMI, Okt. 1979
In deutscher Übersetzung: Der Störfall von Harrisburg, Erb Verlag, Düsseldorf 1979
- (33) ASK: Störfall im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island bei Harrisburg vom 28. März 1979, 2. Zwischenbericht der ASK, 10. August 1979
- (34) Basler & Hofmann/Schweiz. Erdbebendienst: Erdbeben-Risikokarten der Schweiz. Herausgeber: Bundesamt für Energiewirtschaft und ASK, September 1977, siehe auch:
J.-J. Daetwyler: Das Erdbebenrisiko in der Schweiz, Neue Zürcher Zeitung Nr. 135, Beilage Forschung und Technik, 14. Juni 1978
- (35) SNG: Die Wahl des Standortes von Kernkraftwerken, Berichte der SNG zur Kernenergie, Bd. 3, 1980
- (36) EIR: The Underground Siting of Nuclear Power Plants / Die unterirdische Bauweise von Kernkraftwerken, Bericht des EIR z. Hd. des Bundesamtes für Energiewirtschaft, Würenlingen, Dezember 1980
- (37) USNRC: Reactor Safety Study; An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, October 1975
- (38) F. Alder: Methodik der Risikoerfassung in der Rasmussen-Studie, Neue Zürcher Zeitung Nr. 75, Beilage Forschung und Technik, 2. April 1975
- (39) E. E. Pochin: Occupational and other fatality rates, Community Health, 6, (1974), p. 2—13
- (40) M. H. Keiser: Talsperren: Sicher — mit Risiken, Die Weltwoche, Nr. 9, 1. März 1978
- (41) H. W. Lewis et al: Risk Assessment Review Group Report to the U. S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-0400, Sept. 1978
- (42) BFT: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke; Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko, Hauptband, Verlag TÜV Rheinland, 1979
- (43) C. Starr: Social Benefit versus Technological Risk; What is our society willing to pay for safety? Science, 165 (1969) p. 1232
- (44) Kernforschungszentrum Karlsruhe: Wie sicher ist der Schnelle Brüter? Informationsveranstaltung über Fragen der Kernenergie, Sept. 1978

- (45) W. Klose: Schnelle Brutreaktoren, Neue Zürcher Zeitung Nr. 106, Beilage Forschung und Technik, 10. Mai 1978
- (46) BMI: Gegenüberstellung von Sicherheitseigenschaften der fortgeschrittenen Reaktorbaulinien: Schneller Brutreaktor / Hoch-Temperatur-Reaktor, Bericht des Bundesministeriums des Innern an den Innenausschuss des Deutschen Bundestages, Bonn, März 1978
- (47) R. Wilson: Physics of liquid metal fast breeder reactor safety, Reviews of Modern Physics, 49, No. 4, October 1977
- (48) Verschiedene: Construction of the world's first full-scale fast breeder reactor, Nuclear Engineering International, June 1978, p. 43
- (49) P. Tanguy: Les problèmes de sûreté des surgénérateurs, Présentation vom 19. Dezember 1979 anlässlich eines Hearings des Europäischen Parlaments: Les surgénérateurs, aspects économiques et sûreté, CEA Notes d'Information, mars 1980, no. 3, p. 8
- (50) H. Freslon et al: Analysis of the Dynamic Behavior of the Phénix and Superphénix Reactors During Certain Accident Sequences, Proc. ENS-ANS Conference on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, USA, Aug. 19—23, 1979
- (51) J. Petit: Aussagen anlässlich des in LV 49 zitierten Hearings des Europäischen Parlaments, Protokoll, Strasbourg, 1980, S. 78
- (52) H. B. Piper et al: Clinch River Breeder Reactor Plant Safety Study, Nuclear Safety, 19-3, May—June 1978, p. 316
- (53) Syndicat CFDT de l'Energie atomique: L'Electronucléaire en France, Editions du Seuil, 1975
- (54) Polvani-Report: Objectives, Concepts and Strategies for the Management of Radioactive Waste Arising from Nuclear Power Programmes, Report by a NEA Group of Experts, OECD, Paris, September 1977
- (55) VSE, GKBP, UeW, NAGRA: Die nukleare Entsorgung in der Schweiz, 9. Februar 1978
- (56) IAEA: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, IAEA Safety Standards, Safety Series No. 6, Rev. Ed. 1973
- (57) D. Brosche, J. Essmann: Zur Stilllegung von Kernkraftwerken, Atom+Strom, 22 (1976) H. 3, S. 81
- (58) EURATOM: Stilllegung von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, EUR-5728, 1977
- (59) UNIPED: Decommissioning of Nuclear Power Stations at the End of their Life Span, Nuclear Energy Study Committee of UNIPED, September 1978
- (60) NRC: Draft Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities, NUREG-0586, February 1981
- (61) Verordnung über den Strahlenschutz vom 30. Juni 1976 (erhältlich von der EDMZ, Bern)
- (62) ICRP: Veröffentlichung der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) Heft 26, Empfehlungen der Internat. Strahlenschutzkommission, G. Fischer Verlag, Stuttgart/New York, 1978
- (63) ICRP: Veröffentlichung der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) Heft 27, Probleme bei der Entwicklung eines Schadensindex, G. Fischer Verlag, Stuttgart/New York, 1979
- (64) KSA, KUeR, ASK: Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken, Richtlinie R-11, Mai, 1980
- (65) Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie und den Strahlenschutz, 23. Dezember 1959 (EDMZ, Bern)
- (66) Verordnung betreffend die Eidg. Kommission für die Sicherheit von Atomanlagen, 13. Juni 1960 (EDMZ, Bern)
- (67) Verordnung über die Alarmorganisation für den Fall erhöhter Radioaktivität, 29. April 1981 (EDMZ, Bern)
- (68) H. Wenger: Sicherheitskonzepte und Sicherheitsmassnahmen, Schweizerische Bauzeitung, 95, H. 44, 3. November 1977

- (69) G. Baumgartner et al: Bewilligungsverfahren und behördliche Überwachung bei Kernkraftwerken, Schweizerische Bauzeitung, 96, H. 19, 11. Mai 1978
- (70) UNO: The Environmental Impacts Of Production And Use Of Energy, Part II. Nuclear Energy, United Nations Environment Programme, Nairobi, September 1979
- (71) B. Oberbacher et al: Untersuchungen über die technischen, organisatorischen und gesellschaftlichen Voraussetzungen für Risikostrategien im Bereich technologischer Entwicklung, BF-R-62.53 und Zwischenbericht 200/1, Battelle, Frankfurt, 1976
- (72) C. L. Comar, L. A. Sagan: Health Effects of Energy Production and Conversion, Annual Review of Energy, 1 (1976), p. 581
- (73) R. Caputo: An Initial Comparative Assessment of Orbital and Terrestrial Central Power Systems, Final Report, Jet Propulsion Laboratory of the California Institute of Technology under contract from NASA, 900-780, March 1977
- (74) L. D. Hamilton, A. S. Manne: Les diverses sources d'énergie — leur coût pour la santé et pour l'économie, AIEA Bulletin, 20 (1977) No. 4, p. 46-
- (75) Nuclear Power and Safety, Norwegische Parlamentarische Untersuchung, NOU 1978: 35C, Universitetsforlaget, Oslo-Bergen-Tromsø, 1978
- (77) A. V. Cohen, D. K. Pritchard: Comparative risks of electricity production systems: a critical survey of the literature, UKAEA Health and Safety Executive, Research Paper 11, 1980
- (78) SNG: Alternative Energien, Berichte der SNG zur Kernenergie, Bd. 6, 1982, in Bearbeitung
- (79) W. Kellog, R. Schwarc: Climate Change and Society; Consequences of Increasing Carbon Dioxide, publ. in cooperation with the Aston Institute for Humanistic Studies, West View Press, Boulder, Colorado, 1981
- (80) SVA: Regelwerke auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit in der Schweiz, Vorträge gehalten am SVA Vertiefungskurs am 10.—12. Mai 1982, Windisch-Brugg, SVA, Bern, 1982

Abkürzungen

ALARA	As Low As Reasonably Achievable (so tief wie vernünftigerweise erreichbar)
Am	Americium (ein Transuran-Element)
ANS	American Nuclear Society
ANSI	American National Standards Institute
APS	American Physical Society
ASK	Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (im EVED)
ASME	American Society of Mechanical Engineers
B	Belgien
Battelle	Battelle-Institut e. V., Frankfurt (BRD)
BFT	Bundesministerium für Forschung und Technologie (BRD)
BMI	Bundesministerium des Innern (BRD)
BNL	Brookhaven National Laboratory (USA)
BRD	Bundesrepublik Deutschland
CA	Kanada
CH	Schweiz
CS	Tschechoslowakei
Curie	Einheit der Aktivität. Ein Curie ist diejenige Menge eines radioaktiven Stoffes in der die Anzahl der zerfallenden Atomkerne pro Sekunde $3,7 \cdot 10^{10}$ beträgt.
D	Bundesrepublik Deutschland
DWR	Druckwasserreaktor
EDMZ	Eidg. Drucksachen und Materialverwaltung, Bern
EIR	Eidg. Institut für Reaktorforschung, Würenlingen
ENS	European Nuclear Society
EPA	Environmental Protection Agency (in USA)
EPRI	Electric Power Research Institute, Palo Alto (USA)
EURATOM	Atomenergieagentur der Europäischen Gemeinschaft, Brüssel
EVED	Eidg. Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartement
GB	Grossbritannien
GKBP	Gruppe der Kernkraftwerksbetreiber und -projektanten (Schweiz)
GRS	Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Köln
GWe	Gigawatt elektrisch ($1 \text{ GWe} = 1000 \text{ MWe} = 10^6 \text{ kWe}$)
IAEA	Internationale Atomenergieagentur, Wien
ICRP	Internationale Kommission für Strahlenschutz
IEEE	Institute of Electrical and Electronic Engineers (USA)
IRS	Institut für Reaktorsicherheit, Köln (heute GRS)
KKW	Kernkraftwerk
KSA	Eidg. Kommission für die Sicherheit von Atomanlagen
KTA	Kerntechnischer Ausschuss (BRD)
KUeR	Eidg. Kommission zur Überwachung der Radioaktivität
kW	Kilowatt ($1 \text{ kW} = 1000 \text{ Watt}$)

kWe	Kilowatt elektrisch
kWh	Kilowattstunde
LOFT	Loss of Fluid Test Facility (Kühlmittelverlust-Versuchsanlage, USA)
LWR	Leichtwasserreaktor
Mann.rem	Einheit der Kollektivdosis. Summe der Individualdosen einer definierten Personengruppe
Mia	Milliarde (1 Mia = 1000 Millionen = 10^9)
MJ	Megajoule: Energieeinheit (1 MJ = 10^6 Joule)
mrem	Millirem: Einheit der Dosis (1000 mrem = 1 rem)
MW	Megawatt: Leistungseinheit (1 MW = 10^6 Watt)
MWe	Megawatt elektrisch
MWt	Megawatt thermisch
N	Norwegen
NAGRA	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Bern)
NASA	National Aeronautics and Space Administration (USA)
NEA	Nuclear Energy Agency (Paris)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (nukleare Sicherheitsbehörde der USA)
OECD	Organization for Economic Cooperation and Development
Pu	Plutonium
rem	Einheit der Dosis (1 rem = 1000 mrem)
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission (BRD)
SIA	Schweiz. Ingenieur- und Architekten-Verein
SNG	Schweiz. Naturforschende Gesellschaft
SNR	Schneller natriumgekühlter Reaktor
SSVO	Schweiz. Strahlenschutzverordnung
SUVA	Schweiz. Unfallversicherungsanstalt, Luzern
SVA	Schweiz. Vereinigung für Atomenergie, Bern
SVDB	Schweiz. Verein für Druckbehälterüberwachung, Zürich
SWR	Siedewasserreaktor
TMI	Kernkraftwerk Three Mile Island bei Harrisburg, USA
UdSSR	Sowjetunion
UeW	Konferenz der Überlandwerke (Schweiz)
UKAEA	United Kingdom Atomic Energy Authority (GB)
UN, UNO	United Nations Organization
UNIPEDÉ	Union International des Producteurs et Distributeurs d'Electricité
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
US, USA	Vereinigte Staaten von Amerika
USNRC	Nuclear Regulatory Commission (der USA)
UWZ	Überwachungszentrale des Alarmausschusses (Schweiz)
VDEW	Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke
VSE	Verband Schweizerischer Elektrizitätswerke

WHO

World Health Organization (Weltgesundheits-Organisation
der UNO)

YU

Yugoslavien

