Zeitschrift: Schweizerische Bauzeitung
Herausgeber: Verlags-AG der akademischen technischen Vereine
Band: 95 (1977)
Heft: 44: SIA-Heft, 5/1977: Sicherheit der Kernkraftwerke

Artikel: Sicherheitskonzepte und Sicherheitsmassnahmen
Autor: Wenger, Hans
DOI: https://doi.org/10.5169/seals-73483

Nutzungsbedingungen
Die ETH-Bibliothek ist die Anbieterin der digitalisierten Zeitschriften auf E-Periodica. Sie besitzt keine Urheberrechte an den Zeitschriften und ist nicht verantwortlich für deren Inhalte. Die Rechte liegen in der Regel bei den Herausgebern beziehungsweise den externen Rechteinhabern. Das Veröffentlichen von Bildern in Print- und Online-Publikationen sowie auf Social Media-Kanälen oder Webseiten ist nur mit vorheriger Genehmigung der Rechteinhaber erlaubt. Mehr erfahren

Conditions d'utilisation
L'ETH Library est le fournisseur des revues numérisées. Elle ne détient aucun droit d'auteur sur les revues et n'est pas responsable de leur contenu. En règle générale, les droits sont détenus par les éditeurs ou les détenteurs de droits externes. La reproduction d'images dans des publications imprimées ou en ligne ainsi que sur des canaux de médias sociaux ou des sites web n'est autorisée qu'avec l'accord préalable des détenteurs des droits. En savoir plus

Terms of use
The ETH Library is the provider of the digitised journals. It does not own any copyrights to the journals and is not responsible for their content. The rights usually lie with the publishers or the external rights holders. Publishing images in print and online publications, as well as on social media channels or websites, is only permitted with the prior consent of the rights holders. Find out more

Download PDF: 28.12.2025

ETH-Bibliothek Zürich, E-Periodica, https://www.e-periodica.ch

10^9 Jahren wurden – unter der Voraussetzung von einer Vorwarnzeit von mindestens 1,5 Stunden und erfolgreichen Evakuierungsmassnahmen – die Folgen auf mehrere Tausend Soforttote und Sofortkranke und mehrere Milliarden Franken Sachschaden errechnet
- Die Auswirkungen der Spaltproduktfreisetzung für kritische Ereignisketten sind für folgende Kategorien ermittelt worden: Soforttote und -kranke, Spätschäden (Krebs- und Schilddrüsenerkrankungen), genetische Folgen, Sachschäden.

Diesen Berechnungen liegen Annahmen über wahrscheinliche Wettverhältnisse, Bevölkerungsdichten und Evakuierungserfolge zugrunde. Der *Vergleich der Erwartungswerte für Soforttote* mit anderen Gruppenrisiken infolge von Naturkatastrophen oder zivilisatorischen Ereignissen mit grossen Konsequenzen ist in Bild 17 und 18 dargestellt.

Die Resultate der Reaktorsicherheitsstudie zeigen somit, dass das Gruppenrisiko (für Soforttod) aus dem Kernkraftwerkbetrieb um Grössenordnungen kleiner ist gegenüber anderen Risiken mit grossen potentiellen Auswirkungen, denen der Mensch normalerweise ausgesetzt ist. Diese Aussage würde somit auch bei relativ grossen Streuungen der Resultate erhalten bleiben (Rasmussen gibt Fehler an, die höchstens eine Grössenordnung erreichen). Ob das nukleare Risiko jedoch akzeptiet werden kann, lässt die Studie offen, da diese Antwort von einer breiteren Gesellschaftsschicht gegeben werden muss und dabei nicht allein auf Risikovergleichen basieren wird.

Einige abschliessende Bemerkungen

Es ist unbestritten, dass mit der Rasmussen-Studie die Analyse der Sicherheit der Kernkraftwerke wesentlich gefördert wurde. Erstmals liegen systematisch ermittelte, quantitative Angaben über das Unfallrisiko bei Kernkraftwerken vor. Zweifellos entspricht die Studie zudem dem heutigen Stand der Wissenschaft und ist mit Bezug auf Methodik und Detail der Bearbeitung sicher das Optimum, was man zur Bestimmung des nuklearen Unfallrisikos beitragen kann. Wie wirklichkeitsnah jedoch die ermittelten Resultate sind, bleibt vermutlich für längere Zeit ungewiss, ist doch dabei einerseits das Fehlen genügend grosser Zeitspannen als Basis der Studie, anderseits die grosse technologische Komplexität von Kernanlagen in Betracht zu ziehen.

Bei der Wertung der ermittelten Resultate sind einige der grundlegenden Annahmen und Einschränkungen der Studie besonders zu beachten:

- Sabotage als Initialereignis möglicher Störfälle wurde nicht berücksichtigt. Dies einerseits, weil die erwarteten Auswirkungen einer erfolgreichen Sabotage bedeutend kleiner sind als die als Folge anderer Störfälle maximal ermittelten Schäden und anderseits, weil keine Methode für das Erfassen von Wahrscheinlichkeiten für willkürliche Akte vorliegt.
- Die Studie geht von erfolgreichen Evakuierungsmassnahmen und den zur Verfügung stehenden Vorwarnzeiten aus. Sie stützt sich auf amerikanische Erfahrungswerte, was vor allem bei der Übertragung der ermittelten Unfallrisiken auf andere Länder berücksichtigt werden muss.
  Es muss jedoch hinzugefügt werden, dass eine Evakuierung der Bevölkerung keineswegs das einzige Schutzmittel ist, das gegen die allenfalls rasch wirksam werdenden Srtahlengefahren eingesetzt werden kann; bereits normal gebaute Häuser und besonders Keller bieten einen sehr wirksamen Strahlenschutz.
- Der Risikovergleich geht von Soforttoten und Sachschäden aus. Nicht in den Vergleich miteinbezogen wurden Spätschäden durch radioaktive Strahlung.

Trotz diesen Einschränkungen bleiben die wesentlichen Aussagen der Reaktorsicherheitsstudie bestehen, wobei die verschiedenen getroffenen Annahmen sich hauptsächlich in einem grösseren Streubereich der Resultate auswirken. Die Interpretation dieser Studie und letztlich die Haltung jedes einzelnen zum nuklearen Risiko wird somit nicht unwesentlich davon abhängen, ob es sich beim Betrachter um einen technologischen Optimisten oder eher einen Pessimisten handelt.

Literaturverzeichnis

[1] *Wenger H.:* «Sicherheitskonzepte und Sicherheitsmassnahmen bei Kernkraftwerken», Schweizerische Bauzeitung, Heft 44, 1977.

[2] *WASH 740:* «Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants». United States Atomic Energy Commission, 1957.

[3] *WASH 1400:* «Reactor Safety Studies – An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants». United States Nuclear Regulatory Commission, October 1975.

Adresse der Verfasser: *Basler & Hofmann*, Ingenieure und Planer AG, Forchstrasse 395, 8029 Zürich.

Sicherheitskonzepte und Sicherheitsmassnahmen

Von **Hans Wenger**, KKW Beznau

Die Sicherheit eines Kernkraftwerkes umfasst ein *sehr weites Spektrum der gesamten heutigen Technik*. Es gelangen dabei Konzepte und Lösungen zur Ausführung, die in den verschiedenen Sparten der Technik sehr wohl bekannt sind, die aber nun im Gesamtrahmen eines Kernkraftwerkprojektes häufig in einer Art und Weise integriert werden, wie sie sonst in der übrigen Anwendung der Technik nicht üblich sind. Es ist deshalb nicht verwunderlich, dass ein Verständnis des komplexen Gebietes der Sicherheit eines Kernkraftwerkes selbst schon für einen Fachmann einer bestimmten Sparte der Technik schwierig ist und um so mehr für einen Laien oft nicht mehr erfassbar ist. Dies dürfte ein wesentlicher Grund sein, dass bei Diskussionen über die Sicherheit von Kernkraftwerken sehr grosse Meinungsverschiedenheiten anzutreffen sind.

Die im folgenden Artikel dargestellten Überlegungen und Begründungen versuchen, die grundlegenden Gedanken, die hinter dem Sicherheitsdenken bei Projektierung, Bau und Betrieb eines Kernkraftwerkes stehen, zu erläutern.

Leichtwasserreaktor-Typen

Entsprechend dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik und der zur Verfügung stehenden Form von Kernbrennstoffen wurden eine Vielzahl von möglichen Reaktortypen untersucht und zum Teil auch verwirklicht. Bei dieser Entwicklung haben vor allem folgende Faktoren eine ausschlaggebende Rolle gespielt: *Nationale Forschungsprogramme und Anwendungsgebiete, Verfügbarkeit von angereichertem Uran* und *verfügbare nationale Finanzmittel*. Aus der Vielzahl möglicher Reaktortypen werden heute nur noch *drei Grundtypen* weltweit kommerziell verwendet:

- Leichtwasser-Reaktoren,
- Schwerwasser(moderierte) Reaktoren,
- Gasgekühlte Reaktoren.

Die Entwicklung und die Verwendung von Schwerwasser-Reaktoren und gasgekühlter Reaktoren war vor allem durch die anfängliche Nichtverfügbarkeit von angereichertem Uran gekennzeichnet (Grossbritannien, Frankreich, Kanada). In einigen dieser Länder stellen diese auch heute noch den dominierenden Reaktortyp dar.

Die Entwicklung und die Verwendung der Leichtwasser-Reaktoren erfolgte fast ausschliesslich in den *USA*. Der grosse Markt und die relativ leichte und damals auch billige Verfügbarkeit von angereichertem Uran haben in diesem Land dem Leichtwasser-Reaktor von Anfang an gute Erfolgschancen mitgegeben. Die guten Betriebserfahrungen und eine gesicherte Versorgung mit angereichertem Uran aus den Vereinigten Staaten haben diesem Reaktortyp aber auch ausserhalb der USA rasch eine grosse Verbreitung geschaffen. Heute sind die Leichtwasser-Reaktoren der *dominierende Reaktortyp* in den meisten westlichen und östlichen Ländern, eine Vormachtstellung, die der Reaktor im wesentlichen folgenden Merkmalen verdankt:

- Langjährige Betriebserfahrungen eines in seinen Grundprinzipien unveränderten Reaktorsystems;
- Verhältnismässig einfache Technik (Moderator und Kühlmittel: gewöhnliches Wasser);
- Gute Wirtschaftlichkeit im Vergleich zur Stromerzeugung mit konventionell-thermischen Kraftwerken.

Von den rund 250 heute in Betrieb oder im Bau stehenden Kernkraftwerken auf der Erde sind über 180 mit einem Leichtwasser-Reaktor ausgerüstet. In der *Schweiz* stehen *nur Reaktoren dieses Typs* im Betrieb, im Bau oder in der Planung.

Nach welchem Grundprinzip funktionieren nun Leichtwasser-Reaktoren? Der *Reaktorkern* als wärmeproduzierende Quelle besteht aus einer Grosszahl von *Brennelementen,* die angereichertes Uran in der sehr stabilen Form von Urandioxid (UO_2) enthalten. Der Anreicherungsgrad beträgt rund 2–3 Prozent, gegenüber einem Gehalt von 0,7 Prozent des spaltbaren Anteils im Natururan. Ein Brennelement wiederum besteht aus einer Grosszahl einzelner *Brennstoffstäbe:* Hüllrohre aus einer Zirkoniumlegierung, die das Urandioxid in Pillenform dicht einschliessen. Die in diesen Brennstoffstäben durch die Kernspaltung des Urans erzeugte Wärme wird durch Konvektion an das Kühlmittel (gewöhnliches, reinstes Wasser) übertragen, das mittels erzwungener Umwälzung durch den Reaktorkern strömt.

Gleichzeitig hat dasselbe Kühlmittel noch die Aufgabe, die bei der Uranspaltung freiwerdenden, und für diese Spaltung verantwortlichen Neutronen soweit zu verlangsamen (moderieren), dass eine kontrollierte Kettenreaktion überhaupt erst möglich wird. Das durch den Reaktorkern strömende Wasser hat somit zwei Funktionen: Kühlmittel und Moderator. Die Verwendung von gewöhnlichem («leichtem») Wasser erweist sich hier als grosser Vorteil, doch sind es gerade die Eigenschaften einer relativ hohen parasitären Neutronenabsorption dieses «leichten» Wassers, die den Leichtwasser-Reaktor dazu zwingen, nur mit angereichertem Uran arbeiten zu können.

Die Regelung der Kettenreaktion und damit direkt auch die Leistungsregelung des Reaktorkerns erfolgt durch gezieltes Eintauchen von sog. Kontrollstäben in den Kern. Diese Kontrollstäbe besitzen wegen ihrer Materialzusammensetzung die Eigenschaft, Neutronen in hohem Masse zu absorbieren und so dem Spaltprozess zu entziehen. Bei tief eingetauchten Kontrollstäben wird die Kettenreaktion vollständig unterbunden: der Reaktor produziert keine Spaltenergie mehr.

Die im Reaktorkern erzeugte und an das Kühlmittel übertragene Wärme muss dann auf geeignete Art und Weise der Turbinenanlage (Sekundäranlage) zugeführt werden, die in bekannter Technik die Wärmeenergie zuerst in mechanische und schliesslich in elektrische Energie umwandelt.

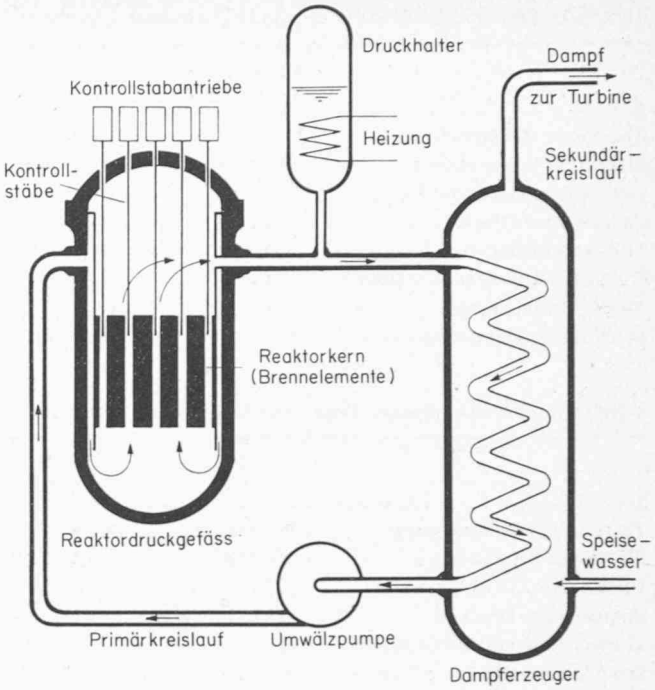


Bild 1. Druckwasser-Kreislaufschema

Dampferzeugungssysteme der Leichtwasser-Reaktoren

Es werden nur die Dampferzeugungssysteme der heute in der Schweiz zur Verwendung gelangenden Reaktoren beschrieben. Unter den Leichtwasser-Reaktoren sind zwei Arten von Dampferzeugungssystemen bekannt:

- Druckwasser-Reaktoren;
- Siedewasser-Reaktoren.

Dampferzeugungssystem des Druckwasser-Reaktors:

Sein Hauptmerkmal besteht darin, dass das durch den Reaktorkern strömende Wasser unter einem so hohen Druck steht, dass bei allen Betriebsbedingungen kein Sieden, zumindest kein grossflächiges Sieden (sog. Filmsieden) an den einzelnen Brennstoffstäben auftreten kann. Dadurch wird eine optimale Wärmeübertragung vom Brennstoffstab zum Wasser erreicht, ohne dass lokale Überhitzungen des Hüllrohres entstehen könnten. Das gesamte Reaktorsystem (Primärsystem) besteht somit aus einem in sich geschlossenen, unter hohem Druck stehenden Kreislaufsystem (Bild 1).

Je nach Leistungsgrösse sind zwei bis vier parallele *Umwälzkreisläufe* am *Reaktordruckgefäss* angeschlossen. Jeder Umwälzkreislauf besitzt seine eigene *Umwälzpumpe*. Die Aufrechterhaltung des notwendigen hohen Druckes erfolgt mittels eines separaten, elektrisch beheizten *Druckhalters*.

Der zum Antrieb der Dampfturbine benötigte Dampf wird in einem Wärmetauscher oder *Dampferzeuger* produziert. Hier sind auf der Mantelseite die Druckverhältnisse so gehalten, dass das zugeführte Speisewasser zum Sieden gelangt und als Dampf zur Turbine geführt wird. Dadurch wird erreicht, dass der sog. Sekundärkreislauf völlig vom mit Radioaktivität behafteten Primärkreislauf getrennt ist, was beim Druckwasser-Reaktor zum grossen Vorteil führt, dass die gesamte Dampfturbinenanlage frei von Radioaktivität ist.

Die zur Regulierung der Reaktorleistung notwendigen Kontrollstäbe tauchen beim Druckwasserreaktor von oben (durch den Druckgefässdeckel hindurch) in den Kern ein. Im

Tabelle I. Charakteristische Daten von Druckwasser-Reaktoren

	Kernkraftwerk Beznau I od. II	*Kernkraftwerk Gösgen*
Thermische Reaktorleistung	1130 MW (th)	2806 MW (th)
Elektrische Bruttoleistung	364 MW (e)	970 MW (e)
Urangewicht (UO_2) des Kerns	45 t	72 t
Primärsystem-Druck	154 bar	158 bar
Mittlere Kühlmitteltemperatur	300°C	310°C
Kühlmittel-Umwälzmenge (total)	6,7 t/s	14,7 t/s
Anzahl Brennelemente	121	177
Druckgefäss-Abmessungen (L × D)	10 × 3,7 m	11 × 4,8 m

Tabelle II. Charakteristische Daten von Siedewasser-Reaktoren

	Kernkraftwerk Mühleberg	*Kernkraftwerk Leibstadt*
Thermische Reaktorleistung	997 MW (th)	3012 MW (th)
Elektrische Bruttoleistung	340 MW (e)	1000 MW (e)
Urangewicht (UO_2) des Kerns	53 t	132 t
Primärsystem-Druck	69 bar	71 bar
Mittlere Kühlmitteltemperatur	280°C	281°C
Dampfproduktion bei Vollast	1840 t/h	5870 t/h
Anzahl Brennelemente	240	616
Druckgefäss-Abmessungen (L × D)	19 × 4,3 m	22 × 6,3 m

Normalbetrieb (Vollast) sind die Kontrollstäbe fast vollständig ausgefahren. Bei einer Schnellabschaltung des Reaktors fallen sämtliche Kontrollstäbe durch Schwerkraft in den Reaktorkern und unterbinden dadurch jegliche Kettenreaktion innerhalb Sekunden. Beim Druckwasserreaktor wird zudem ein Neutronenabsorber in der Form von gelöstem Bor (H_3BO_3) dem Wasser beigefügt. Dadurch kann ebenfalls eine sehr feinverteilte Neutronenabsorption erzielt werden, die vor allem bei der Kompensation des Kernabbrandes langfristig eingesetzt wird.

Einige charakteristische Daten von Druckwasser-Reaktoren enthält Tabelle I.

Dampferzeugungssystem des Siedewasser-Reaktors

Sein Hauptmerkmal besteht darin, dass der Dampf zum Antrieb der Turbine direkt im Reaktorkern erzeugt wird. Durch diesen sehr einfachen Aufbau entfällt der beim Druckwasser-Reaktor notwendige Wärmetauscher zwischen Primär- und Sekundärkreislauf, was sich auch in einem leicht höheren Wirkungsgrad in der Dampferzeugung ausdrückt. Der Siedewasser-Kreislauf ist in Bild 2 dargestellt:

Der im Reaktorkern entstehende nasse Dampf muss von mitgerissenen Wassertröpfchen getrennt (getrocknet) werden, bevor er zur Turbine geleitet werden kann. Die hierzu benötigten *Wasserabscheider* und *Dampftrockner* sind direkt oberhalb des Reaktorkerns im Reaktordruckgefäss eingebaut. Dadurch müssen nun aber die Kontrollstäbe von unten in den Kern eingeführt werden; zu deren Bewegung sind deshalb hydraulische Antriebe notwendig.

Zur Zwangszirkulation des Wassers durch den Reaktorkern werden zwei sogenannte *Rezirkulations-Kreisläufe* benötigt. Dabei dient aber das durch die ausserhalb des Reaktordruckgefässes liegenden Umwälz- oder *Rezirkulationspumpen* in Bewegung gesetzte Wasser vor allem als Treibwasser für eine grosse Zahl von Wasserstrahlpumpen (*Jet-Pumpen*) innerhalb des Druckgefässes, die nun ihrerseits die Umwälzung des Kühlmittels durch den Reaktorkern bewerkstelligen. Die Regelung der Reaktorleistung erfolgt auch hier mittels Eintauchen der Kontrollstäbe in den Reaktorkern. Zusätzlich kann aber noch über eine Regelung der Umwälzmenge des Kühlmittels eine kontinuierliche und rasch wirksame Leistungsregelung erreicht werden, indem dadurch der Siedevorgang im Reaktorkern direkt beeinflusst wird. Der grosse Vorteil eines direkten Dampfzyklus beim Siedewasser-Reaktor hat auch einen betrieblichen Nachteil: der im Reaktorkern aktivierte Wasserdampf bewirkt, dass die Sekundäranlage (Turbine) während des Betriebes Radioaktivität enthält und dass dadurch ein Strahlenfeld im Bereich der Turbine herrscht. Diese Radioaktivität fällt aber nach Abstellen der Anlage wegen der kurzen Halbwertzeit des für die Strahlung verantwortlichen Isotopes (rd. 7 s) sehr rasch auf unbedeutende Werte ab.

Einige charakteristische Daten von Siedewasser-Reaktoren zeigt Tabelle II.

Folgende Merkmale kennzeichnen sowohl den Druckwasser- wie auch den Siedewasser-Reaktor:

- Der Betrieb eines Kernkraftwerkes erfolgt heute fast ausschliesslich im Vollast-Dauerbetrieb. (Grundlast-Kraftwerke zur Lieferung von sog. Bandenergie);
- Zur Durchführung eines Brennelementwechsels und verschiedener Revisionsarbeiten ist eine jährliche Abstellung des Kernkraftwerkes von einigen Wochen notwendig. (Keine Brennelement-Erneuerung während des Betriebes der Anlage möglich, wie dies bei den schwerwassermoderierten oder gasgekühlten Natururan-Reaktoren möglich aber auch unumgänglich ist.);
- Die Dampferzeugungssysteme liefern Sattdampf zum Antrieb der Dampfturbinen. Dies bedingt besondere Vorkehrungen im Niederdruckteil der Turbinenanlage (zusätzliche Wasserabscheider und Dampftrockner). Aus technischen Gründen ist nur eine Sattdampf-Temperatur von 280 bis 285 °C erreichbar. Dadurch ergeben sich relativ niedere Gesamtwirkungsgrade von rund 32 Prozent gegenüber 38–40 Prozent bei modernen, konventionell-thermischen Kraftwerken;
- Im Gegensatz zu konventionellen Dampfkraftanlagen ist das gesamte nukleare Dampferzeugungssystem in einem Sicherheitsbehälter (Containment) eingeschlossen, der bei einem Leck im Primärsystem das gesamte Kühlmittelinventar ohne Gefährdung der Aussenwelt zurückhalten kann.

Mögliche Störfälle

Das radioaktive Spaltproduktinventar in einem Reaktorkern stellt ein grosses Gefährdungspotential dar. Es muss deshalb mit allen zur Verfügung stehenden Mitteln gewährleistet werden, eine Freisetzung dieser Radioaktivität in die Atmosphäre so gering wie möglich zu halten. Dieser Forderung kommt der Leichtwasser-Reaktor schon durch seinen grundsätzlichen Aufbau weitgehend nach, was zur Veranschaulichung durch verschiedene, hintereinanderliegende *Barrieren* wie in Bild 3 dargestellt werden kann.

Es ist unvermeidlich, dass Leitungen den Sicherheitsbehälter durchdringen müssen. Alle Leitungen dieser Art sind jedoch mit Armaturen (Ventile, Rückschlagklappen usw.) versehen, die im Bedarfsfall geschlossen werden und so trotzdem die Integrität dieser Barriere gewährleisten.

Die dargestellten Barrieren allein garantieren allerdings noch nicht von vornherein eine Verhinderung eines Austrittes von Radioaktivität in die Umwelt. Zum einen können Störfälle eintreten, die gleichzeitig mehrere Barrieren tangieren; zum anderen müssen noch Vorkehrungen getroffen werden, die die unvermeidliche Nachzerfallswärme auch bei abgeschaltetem und isoliertem Reaktor abführen und so eine gefährliche Überhitzung des Reaktors mit möglicher Beschädigung von Barrieren verhindern. Die hierzu vorhandenen Schutzmassnahmen und Sicherheitseinrichtungen werden in späteren Kapiteln erläutert.

Das dargestellte Modell der verschiedenen Barrieren ermöglicht aber, die Ursache und die daraus resultierenden Primäreffekte einfach darzulegen. Von der Ursache ausgehend können etwa drei Kategorien von möglichen Störfällen unterschieden werden:

a) Reaktivitäts-Störfälle:

Ursache: Unkontrollierte, rasche Erhöhung der Reaktivität des Reaktorkerns.

Folgen: Jede Erhöhung der Reaktivität ist mit einer unmittelbaren Erhöhung der Reaktorleistung verbunden. Dadurch kann im Brennstoff eine Wärmeenergie so rasch freigesetzt werden, dass eine Abfuhr durch das Kühlmittel nicht mehr möglich ist und eine Beschädigung des Brennstoffes (evtl. bis zu dessen lokalem Schmelzen) eintreten könnte. Potentielle Gefährdung der 1. und 2. Barriere.

Möglicher Störfall: Unkontrolliertes, rasches Ausfahren eines Kontrollstabes (Auswurf).

b) Transienten-Störfälle:

Ursache: Vorübergehende Diskrepanz zwischen Wärmeproduktion im Reaktorkern und Wärmeabfuhr durch das Kühlmittel.

Folgen: Durch ungenügende Wärmeabfuhr resultiert eine rasche Temperaturerhöhung im Reaktorkern und vor allem im Kühlmittel, was wiederum zu einem raschen Druckanstieg im Primärsystem führen kann.
Potentielle Gefährdung der 2. und 3. Barriere.

Möglicher Störfall: Ausfall der Kühlmittel-Umwälzpumpen bei einem Druckwasser-Reaktor.

c) Kühlmittelverlust-Störfälle:

Ursache: Leck im Primärsystem, z.B. als Folge eines Leitungsbruches.

Folgen: Durch den Verlust von Kühlmittel ist die Kühlung des Reaktorkerns nicht mehr gewährleistet, was zu dessen Überhitzung führen kann.
Potentielle Gefährdung der 1., 2. und 4. Barriere (die 3. Barriere ist bereits defekt).

Möglicher Störfall: Bruch der Hauptkühlmittel-Leitung.

Es muss erwähnt werden, dass einige Störfälle sich nicht klar in eine dieser drei Kategorien einteilen lassen, sondern vielmehr eine Kombination mehrerer Kategorien darstellen.

Störfall-Analysen

Der leitende Gedanke, die Auswirkungen möglicher Störfälle so zu beherrschen, dass keine Gefährdung von Mensch und Umwelt resultiert, verlangt eine genaue Kenntnis aller möglichen Störfälle und deren Auswirkungen. Dies ist Aufgabe der Störfall-Analysen.

In der Vergangenheit und zum Grossteil auch heute noch wird hierbei nach *deterministischer* Methode vorgegangen, d.h. es wird von vorneherein unterstellt, dass bestimmte Störfälle sicher eintreten. Aus der Vielzahl möglicher Störfälle werden nun die eingehend untersucht, die ein grosses Gefährdungspotential für Mensch und Umgebung darstellen können; sie werden klar definiert und bilden als sogenannte *Auslegungs-Störfälle (Design Basis Accident)* die Grundlagen der Störfall-Analysen.

Das prinzipielle Vorgehen bei einer solchen Analyse kann kurz etwa wie folgt umschrieben werden:

a) Der betreffende Auslegungs-Störfall tritt sicher ein (deterministisch),

b) die Auswirkungen als Folge dieses Auslegungs-Störfalles werden sehr eingehend untersucht und unter pessimistischen Annahmen festgelegt,

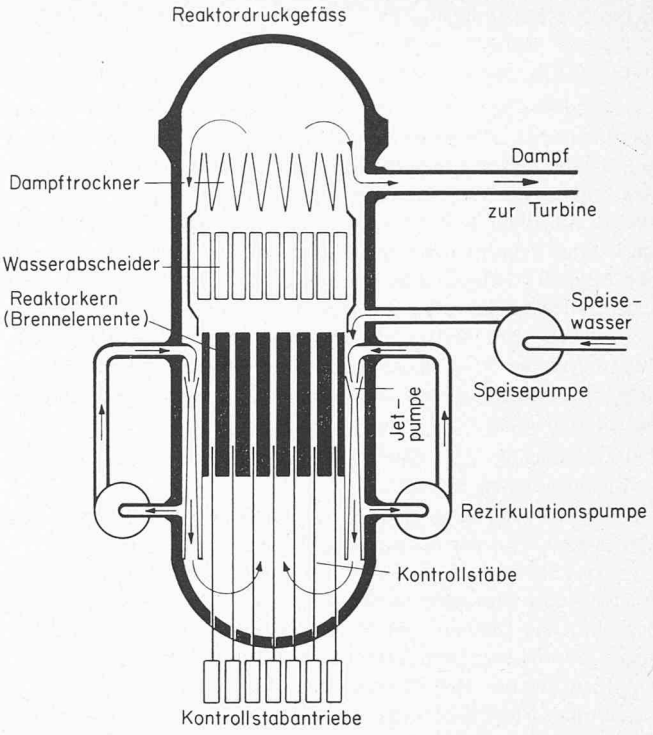


Bild 2. Siedewasser-Kreislaufschema

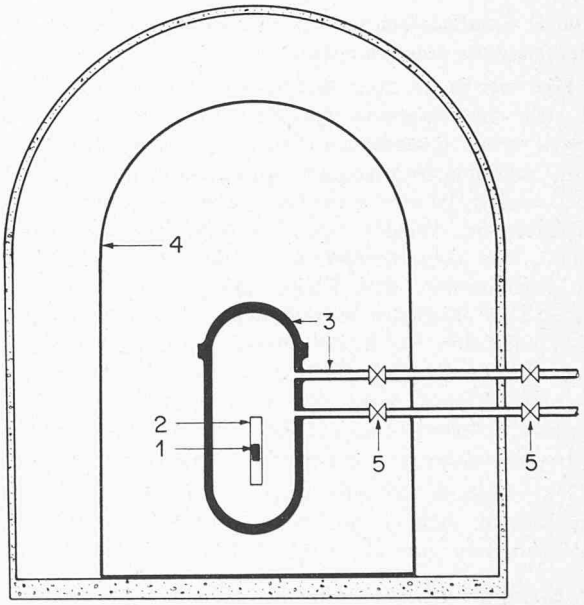


Bild 3. Darstellung der verschiedenen Schutzbarrieren (die Ziffern in den Klammern beziehen sich auf die Signaturen im Bild)

1. Barriere (1): UO_2-Brennstoffpille. Keramik-ähnliches Material mit hohem Schmelzpunkt und hohem Rückhaltevermögen für Spaltprodukte

2. Barriere (2): Brennstab-Hüllrohr. Hält gasförmige und leichtflüchtige Spaltprodukte zurück

3. Barriere (3): Druckführende Umhüllung des Reaktorkreislaufes (Druckgefäss und Rohrleitungen). Hält aktiviertes Kühlmittel zurück

4. Barriere (4): Sicherheitsbehälter (Containment). Hält Spaltprodukte nach einem Kühlmittelverlust-Unfall zurück

Absperrventile (5): Schliessen Leitungen durch den Sicherheitsbehälter ab und gewährleisten dessen Integrität bei einem Kühlmittelverlust-Unfall

c) die Reaktoranlage, bzw. vor allem die Sicherheitseinrichtungen werden so ausgelegt, dass keine untragbaren Gefährdungen für Mensch und Umwelt resultieren.

Obschon bei dieser Art von Störfall-Analysen immer von ungünstigsten, konservativen Bedingungen in den verschiedenen Teilbereichen ausgegangen wird, so beschränken sich die Analysen doch auf die Störfälle, die auf Grund der allgemeinen technischen Erfahrungen noch als möglich anzunehmen sind. Dies kommt etwa im deutschen Sprachgebrauch durch den Begriff *«Grösster anzunehmender Unfall»* (GAU), als dem schwerwiegendsten aller Auslegungs-Störfälle, zum Ausdruck.

Neben den unbestrittenen Vorteilen eines Vorgehens dieser Art bei Störfall-Analysen (relativ einfache, übersichtliche Betrachtungsweise mit klar definierten Abgrenzungen) hat es aber auch Nachteile:

- Beschränkung auf eine Auswahl der noch als möglich angenommenen Störfälle;
- Nichtberücksichtigung der Eintretenswahrscheinlichkeit von Störfällen und der daraus ableitbaren Risiken.

In neuerer Zeit wird deshalb immer mehr eine *probabilistische* Betrachtungsweise bei den Störfall-Analysen angewendet, d.h. das Element der Wahrscheinlichkeit wird miteinbezogen. Die Hauptmerkmale dieser Art von Analysen sind:

- Zahlenmässige Bestimmung der Eintretenswahrscheinlichkeit eines Störfalles unter Anwendung der in der Raumfahrt entwickelten statistischen Wahrscheinlichkeitsanalysen;
- Betrachtung des gesamten Spektrums von Störfällen, d.h. von häufig eintretenden Fällen mit kleinen Konsequenzen bis zu extrem seltenen Fällen mit sehr schwerwiegenden Konsequenzen.

Das Ergebnis einer probabilistischen Störfall-Analyse lässt sich auf verschiedene Arten darstellen; eine sehr anschauliche Darstellungsart ergibt sich durch *Risikobetrachtungen:*

Risiko = Schadenausmass × Eintretenswahrscheinlichkeit

Bestimmung des Schadenausmasses

Hier werden in einer *Ereignisbaum-Analyse* (so genannt, weil sich die Ereignisse wie die Äste eines Baumes auffächern), vom auslösenden Ereignis ausgehend alle möglichen, aufeinanderfolgenden Ereignisabläufe untersucht. Dabei werden die einzelnen Teil-Ereignisse systematisch mit «erfolgreichem Ablauf» oder «nichterfolgreichem Ablauf» definiert, was einer Simulation von Ausfällen von Teilsystemen gleichkommt. Das Endergebnis ist ein umfassender Katalog aller möglichen Störfallabläufe. Die dabei möglichen Freisetzungsraten von Radioaktivität in die Umgebung ergeben dann eben das Schadenausmass eines bestimmten, auslösenden Störfalles, wobei für das vollständige Schadenausmass noch Ausbreitungsfaktoren (wie Wetterbedingungen) und Bevölkerungsdaten zu berücksichtigen sind.

Das folgende Beispiel zeigt einen sehr vereinfachten Ereignisbaum, dem als auslösendes Ereignis ein Rohrbruch im Primärsystem zugrunde liegt (Bild 4).

Bestimmung der Eintretenswahrscheinlichkeit

Bei der hier zur Anwendung gelangenden sog. *Fehlerbaum-Analyse* wird nun gerade umgekehrt verfahren. Als Ausgangspunkt wird der Ausfall eines Sicherheitssystems, das in der Ereignisbaum-Analyse eine Rolle spielt, postuliert und es wird dann rückwärts verfolgt, welche Kombinationen von Ausfällen von Einzelkomponenten zum Ausfall des gesamten Sicherheitssystems führen können. Da Ausfallraten von bekannten Einzelkomponenten wie Ventilen, Motoren, Schaltern usw. statistisch gut erfasst sind, kann anhand der Fehlerbaum-Analyse mittels einfachen, logischen Verknüpfungen schliesslich auch die Eintretenswahrscheinlichkeit eines Ausfalles des betreffenden Sicherheitssystems eruiert werden. So können alle Ausfallwahrscheinlichkeiten der im Ereignisbaum vorkommenden Sicherheitssysteme bestimmt werden. In Bild 5 ist ein sehr vereinfachter Fehlerbaum für die elektrische Stromversorgung eines Sicherheitssystems dargestellt.

Die Kombination der Ergebnisse der Fehlerbaum-Analysen mit den entsprechenden Ergebnissen der Ereignisbaum-Analysen resultiert somit in einem Katalog aller möglichen Störfallabläufe mit den dazugehörenden Freisetzungsraten von Radioaktivität in die Umgebung *und* deren Eintretenswahrscheinlichkeiten; *es entsteht also ein Katalog aller denkbar möglichen Risiken als Folge eines auslösenden Störfallereignisses.*

Es muss erwähnt werden, dass die Anwendung dieser Art von Wahrscheinlichkeits-Analysen die genaue Kenntnis verschiedener Grössen und Zusammenhänge unbedingt voraussetzt, damit die Aussagekraft dieser Methode realistisch ist. Es sind dies z.B.:

- Kenntnisse über allfällige Gemeinsamkeiten bei verschiedenen Ausfallmechanismen (sogenannte «common mode failures»);
- hinreichende Kenntnisse über die Ausfallraten von Einzelkomponenten, d.h. nur Verwendung erprobter Komponenten;
- Berücksichtigung der menschlichen Aspekte beim Betrieb eines Kernkraftwerkes, wie Ausbildung, Qualität der Arbeit bei Unterhalts- und Inspektionsarbeiten usw.

Die Aussagekraft von Sicherheitsanalysen auf der Basis von Risikobetrachtungen ist sehr gross und erlaubt sehr eingehende Einblicke in den gesamten Mechanismus von Störfällen. Allerdings sollten die quantitativ ermittelten Absolutzahlen der resultierenden Risikowerte in ihrer Aussagekraft nicht überbewertet werden; sie können jedoch auf Schwachstellen in einem System hinweisen und so ihre Behebung ermöglichen.

Sicherheitsphilosophie

Die im vorhergehenden Abschnitt erwähnten Störfall-Analysen zur Bestimmung der Auswirkungen eines Störfalles bilden die Grundlage für die Strategie, die Auswirkungen nun so gering wie möglich zu machen. Die Massnahmen zur Erreichung dieses Zieles sind mannigfaltig und liegen oft in vielen Details. Die Gewährleistung einer einheitlichen und umfassenden Sicherheit eines Kernkraftwerkes bedarf deshalb einer Sicherheitsphilosophie, die wie ein roter Faden durch alle Anstrengungen auf diesem Gebiet geht.

Die Radioaktivität als dominierendes Kennzeichen der Anwendung der Kernenergie steht selbstverständlich an erster Stelle bei allen Sicherheitsbetrachtungen. Der leitende Gedanke, d.h. die Sicherheitsphilosophie, kann mit folgendem Motto umschrieben werden:

«Minimalisierung aller radiologischen Auswirkungen auf Mensch und Umgebung eines Kernkraftwerkes.»

Die Minimalisierung bezieht sich sowohl auf den routinemässigen Betrieb wie vor allem auch auf mögliche Störfälle. Es versteht sich von selbst, dass diese Sicherheitsphilosophie nicht erst eine Angelegenheit eines sicheren Betriebes eines Kernkraftwerkes ist. Wie bei kaum einem anderen Anwendungsgebiet der Technik werden bei Kernkraftwerken schon grundlegende Sicherheitsanforderungen gestellt, bevor auch nur eine einzelne Komponente hergestellt wird. Die dabei seit langem verwendete Sicherheitsphilosophie kann vereinfacht etwa in folgender Form dargestellt werden:

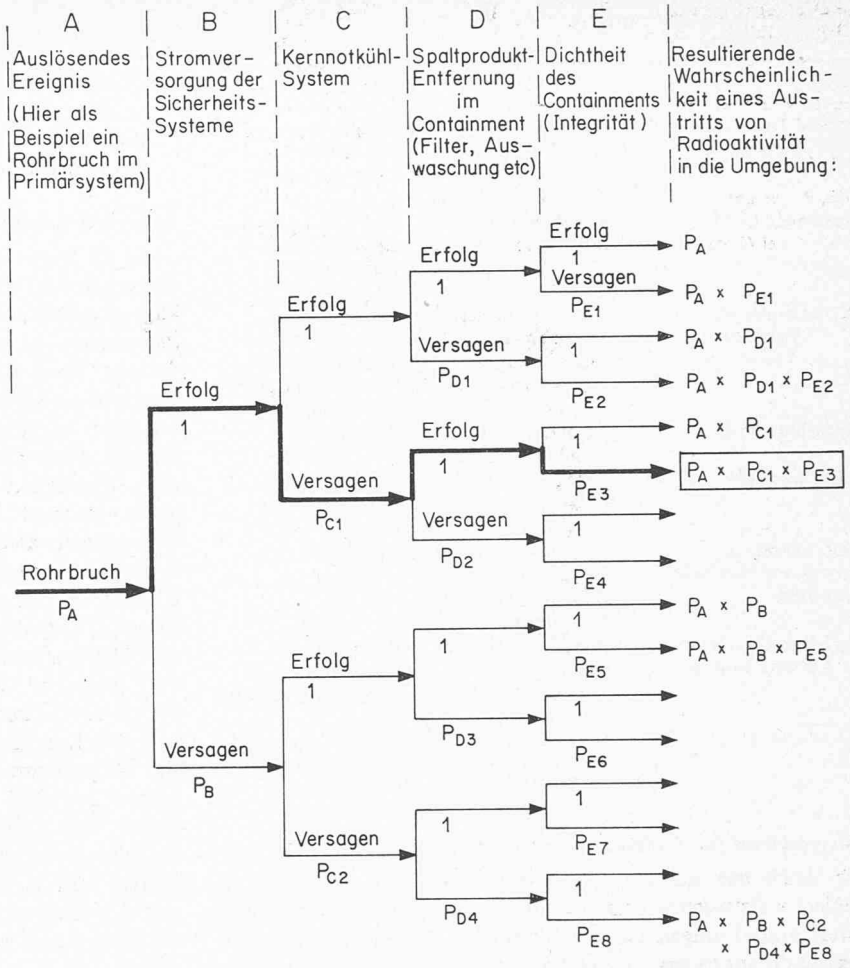
1) Alle sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten werden nach einem hohen Qualitätsstandard gefertigt und während Herstellung und Montage im Kraftwerk dauernd überprüft.

Bild 4. Beispiel eines Ereignisbaumes

Legende:

P_x: Wahrscheinlichkeit des Versagens des Teilsystems X. $(0 < P_x < 1)$. Daraus ergibt sich die Wahrscheinlichkeit für ein erfolgreiches Funktionieren des Teilsystems X zu: $(1 - P_x)$. Da P_x in den allermeisten Fällen $< 0{,}1$ ist, wird die zulässige Veerinfachung: Erfolg $= (1 - P_x) = 1$ eingesetzt.

Unter der Voraussetzung, dass die einzelnen Erfolge oder Versagen unabhängig voneinander sind, ergibt sich die resultierende Wahrscheinlichkeit als das Produkt der Einzelwahrscheinlichkeiten in der betreffenden Ereignisablaufkette



2) Trotz dieser hohen Qualitätsanforderungen wird von vorneherein ein Versagen wichtiger Komponenten der Reaktoranlage postuliert, und es muss dennoch eine Beherrschung dieses Störfalles nachgewiesen werden, d.h. es müssen entsprechende Sicherheitseinrichtungen vorhanden sein.

3) Die zur Beherrschung eines Störfalles notwendigen Sicherheitseinrichtungen werden ihrerseits wiederum von Anfang an als nur teilweise funktionierend postuliert, und dennoch muss der Störfall beherrscht werden.

Dieses bereits bei der Auslegung eines Kernkraftwerkes rigoros zur Anwendung gelangende Sicherheitsdenken setzt sich zum Beispiel in der Praxis als folgende Anforderungen an ein Reaktorsystem um:

Integrität des Reaktorkühlmittel-Kreislaufes

Als wichtigste der früher erwähnten vier Barrieren ist die Integrität dieser druckführenden Umhüllung des Reaktorkühlkreislaufes von so ausschlaggebender Bedeutung, dass gerade auf diesem Gebiet ein Stand von Wissenschaft und Technik entwickelt wurde, der zum Teil auch für Anwendungen auf dem nichtnuklearen Sektor wegweisend wurde. Als Beispiele seien etwa erwähnt:

- Hohe Qualität in der Schweisstechnik dickwandiger Stahlbehälter;
- bruchmechanische Erkenntnisse über Ausmass und zeitliche Ausbreitung von kritischen Fehlern in Komponenten aus Stahl;
- Entwicklung von Prüfmethoden, welche die Integrität auch während der gesamten Lebensdauer der wichtigsten Komponenten gewährleisten (Ultraschall-Prüfeinrichtungen, Schallemissions-Überwachung).

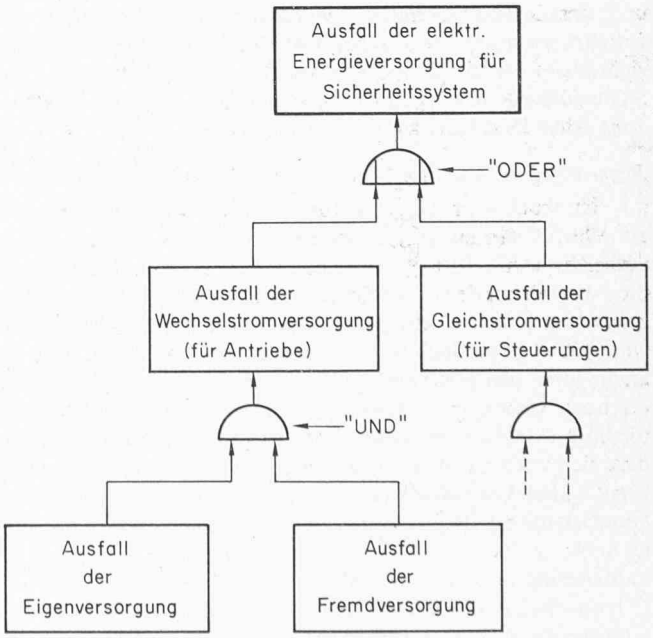


Bild 5. Beispiel eines Fehlerbaumes

Tabelle III. Wichtigste ausländische Regelwerke, z.T. in der Schweiz angewandt

Titel	*Urheber*	*Charakter*
General Design Criteria 10 CFR 20/50/100	US Nuclear Regulatory Commission (Amerikanische Kernenergiebehörde)	Gesetzlich verpflichtende Auslegungs-Vorschriften
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 Auslegungs-Vorschriften
SIA-Normen	Schweizerischer Ingenieur- und Architektenverein	Normen-Auswahl für Bauwerke

Massnahmen zur Verhinderung von Störfällen

Auch hier gilt der Grundsatz: «Verhüten ist besser als Heilen.» Es werden deshalb aufwendige Überwachungs- und Schutzeinrichtungen eingebaut, die ein Abweichen wichtiger Betriebskenngrössen gegenüber vorgegebenen Sollwerten rasch erfassen und dadurch eine Ausweitung zu einem Störfall möglichst frühzeitig erkennen lassen. Grössere Abweichungen leiten sofort Gegenmassnahmen ein, die meistens automatisch erfolgen und stets so gerichtet sind, dass die Reaktoranlage in einen sicheren Zustand zurückgeführt wird. Eine der wichtigsten Schutzfunktionen ist dabei die rasche Abschaltung der Leistungsproduktion im Reaktorkern bei Überschreitung vorgegebener Grenzwerte, was durch vollständiges Einfahren aller Kontrollstäbe erreicht wird. So wird eine Störfall-Ursache eliminiert, die durch Übertemperatur und daraus resultierendem Überdruck eine Gefährdung des Primärkreislaufes verursachen könnte. Andere Sicherheitseinrichtungen haben ähnliche Schutzfunktionen, wie z.B. die Sicherstellung der Wärmeabfuhrkapazität oder die Begrenzung eines Druckanstieges im Primärsystem.

Begrenzung radioaktiver Auswirkungen bei einem Störfall

Ist trotz aller Überwachungs- und Schutzeinrichtungen ein Störfall eingetreten, so werden eine ganze Reihe weiterer Sicherheitseinrichtungen automatisch in Aktion gesetzt, um die Auswirkungen eines solchen Störfalles auf ein verantwortbares Minimum zu reduzieren. Diese Sicherheitseinrichtungen sind selbstverständlich selber wiederum so konzipiert, dass sie auch unter den erschwerten Randbedingungen eines Störfalles noch unbehindert funktionieren; zusätzlich sind sie für dieselbe Funktion in mehrfacher Ausführung vorhanden, so dass sich auch ein Ausfall nicht nachteilig auf die Gesamtwirkung auswirken kann. Die Hauptfunktionen dieser Sicherheitssysteme zur Begrenzung der Auswirkungen eines Störfalles sind:

a) Sicherstellung einer dauernden und ausreichenden Notkühlung des Reaktorkerns zur Begrenzung der Brennstoff-Hüllrohr-Temperaturen,
b) vollständige Isolierung des Sicherheitsbehälters (Containment) zur Rückhaltung aller darin freigesetzten Radioaktivität,
c) Gewährleistung der langfristigen Wärmeabfuhr aus dem isolierten Sicherheitsbehälter zur Vermeidung eines Druckaufbaues in demselben (als Folge der weiterhin anfallenden Nachzerfallswärme im Reaktorkern).

Sicherheitskonzept

Die Sicherheitsphilosophie stellt den Rahmen für die Sicherheitsanforderungen an ein Kernkraftwerk dar. Diese allgemeingültigen Anforderungen müssen nun aber in eine Form gebracht werden, die allen Beteiligten bei der Verwirklichung eines Kernkraftwerkprojektes das zugrundeliegende Konzept in konkreter Form zum Ausdruck bringt. Es müssen also Vorschriften, Normen, Richtlinien usw. vorliegen, die z.B. auch einem Unterlieferanten für Einzelkomponenten eines Kernkraftwerkes klar vorschreiben, wie seine Komponente gefertigt und geprüft werden muss damit sie der allgemeinen Sicherheitsphilosophie entspricht. Ein solches Sicherheitskonzept, bestehend aus Vorschriften Normen und Richtlinien zwingt aber nicht nur den Kraftwerkplaner, sein Projekt entsprechend zu verwirklichen, sondern es dient auch den überwachenden Instanzen als Grundlage ihrer Tätigkeit und trägt so zur Vermeidung unterschiedlicher Interpretationen von Sicherheitsauffassungen wesentlich bei.

Die Erarbeitung eines umfassenden Regelwerkes dieser Art ist eine immense Arbeit, die sich über eine lange Zeitspanne erstreckt und sich auf einem grossen Erfahrungsgut abstützt. Es ist deshalb auch nicht verwunderlich, dass gerade die USA mit ihrer langen und grossen Erfahrung im Bau und Betrieb von Kernkraftwerken auch heute den umfangreichsten Katalog an Vorschriften, Normen und Richtlinien hat, die wiederum auch in vielen andern Ländern zur Anwendung kommen. Für ein kleines Land wie die Schweiz stellt sich natürlich dieses Problem ebenfalls und es ist noch dadurch erschwert, dass hier Reaktorsysteme aus verschiedenen Herstellungsländern zur Verwendung gelangen. Die schweizerischen Behörden haben im allgemeinen die Vorschriften, Normen und Richtlinien angewendet, die im Herstellerland des Reaktorsystems Gültigkeit haben. Dadurch wird weitgehend verhindert, dass der Hersteller ihm unvertraute Anforderungen zu erfüllen hat, was nicht im Sinne hoher Sicherheitsforderungen liegt. In vielen Fällen haben aber die schweizerischen Instanzen zusätzliche, verschärfende Anforderungen gestellt, um den Umständen in unserem Lande gerecht zu werden (z.B. Berücksichtigung der höheren Bevölkerungsdichte). In Tabelle III sind einige der wichtigsten Regelwerke aufgeführt, die auch für schweizerische Kernkraftwerk-Projekte teilweise verwendet werden:

Die Schweizer Behörden und Prüfungsinstanzen haben zudem eigene Vorschriften und Richtlinien aufgestellt:

- Projektierungsregeln der Eidg. Kommission für die Sicherheit von Atomanlagen (KSA);
- Richtlinien der Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (ASK);
- Festlegungen der Nuklearabteilung des Schweizerischen Vereins für Druckbehälterüberwachung (SVDB).

Diese Vorschriften und Richtlinien streben im wesentlichen eine *Vereinheitlichung in der Schweiz* an, wobei aber auch wichtige ausländische Regelwerke mitberücksichtigt wurden. Dieses dichte Netz von Vorschriften, Normen und Richtlinien stellt ein Sicherheitskonzept dar, wie es kaum auf einem anderen Anwendungsgebiet der Technik vorhanden ist. Es stellt einen der wichtigsten Hauptpfeiler der Sicherheit von Kernkraftwerken dar.

Adresse des Verfassers: *H. Wenger*, dipl. Ing. ETH, KKW Beznau, 5312 Döttingen.