

2. Kraftwerksanlage

2.1 Zusammenfassung

(Tab. 2.1/1)

Das Kernkraftwerk ist ein Wärmekraftwerk, bei dem an die Stelle der sonst bei Wärmekraftwerken üblichen, mit fossilen Brennstoffen gefeuerten Wärmequelle ein nukleares Dampferzeugungssystem tritt.

Im Reaktor wird bei der Kernspaltung Wärme frei, die durch Umwälzen von Kühlmittel in vier parallelgeschalteten Reaktorkühlkreisen durch die Kühlmittelpumpen zu den Dampferzeugern transportiert wird; in diesen entsteht Sattdampf, der den Turbosatz antreibt. Die Heizrohre haben die Aufgabe, die Kreisläufe druckdicht voneinander zu trennen und den Übertritt radioaktiver Stoffe aus dem Reaktorkühlmittel in den Speisewasser-Dampfkreislauf zu verhindern.

Das Kühlmittel steht dabei unter Überdruck, der von dem an das Reaktorkühlsystem angeschlossenen Druckhalter aufgeprägt wird und der höher ist, als der Verdampfungsdruck des Wassers bei der höchsten im Reaktorkühlsystem auftretenden Temperatur, so daß im Reaktorkühlsystem kein Dampf erzeugt wird.

Im Speisewasser-Dampf-Kreislauf fördern die Hauptspeisepumpen aus dem Speisewasserbehälter Speisewasser zu den Dampferzeugern, in denen es durch Wärmezufuhr aus dem Reaktorkühlsystem verdampft. Der erzeugte Dampf treibt den Turbosatz an. Der Turbinenabdampf wird in Oberflächenkondensatoren niedergeschlagen. Die Hauptkondensatpumpen fördern das Kondensat zurück zum Speisewasserbehälter. Das Speisewasser wird entgast und durch Anzapfdampf aus der Turbine vorgewärmt.

Die Abwärme der Turbinenkondensatoren wird vom Hauptkühlwasser aufgenommen und im Kühlturm an die Atmosphäre abgegeben.

Das Reaktorkühlsystem und die hochdruckführenden Komponenten angeschlossener Systeme, das Brennelementbecken und das Lager für neue Brennelemente sind im kugelförmigen Sicherheitsbehälter aus Stahl angeordnet, der von der Betonhülle umgeben ist.

Für den Betrieb des Reaktors sind eine Reihe von Hilfs- und Nebensystemen vorhanden, die an das Reaktorkühlsystem anschließen. Außerdem gibt es Sicherheitssysteme mit der Aufgabe, bei Störfällen die Anlage vor unzulässigen Beanspruchungen zu schützen sowie Auswirkungen auf das Betriebspersonal und die Umgebung in vorgegebenen Grenzen zu halten.

Die Reaktorhilfs- und -nebensysteme sind im Reaktorgebäude und in Teilen des Reaktorhilfsanlagengebäudes untergebracht, die zusammen den Kontrollbereich bilden. Der Eingang zum Kontrollbereich befindet sich im Reaktorhilfsanlagengebäude.

Die zahlreichen Kühlstellen des Kernkraftwerkes werden durch Zwischenkühlsysteme versorgt, in denen als Wärmeträger Deionat in geschlossenem Kreislauf umgewälzt wird; die Zwischenkühlsysteme übertragen ihre Wärme über die zugeordneten Nebenkühlwassersysteme an den Vorfluter.

Die Betriebsführung erfolgt von der zentralen Warte aus.

Der normale Betrieb ist weitgehend durch Regelungen und Steuerungen automatisiert, die kleinere Abweichungen von den vorgegebenen Sollwerten ausgleichen. Bei stärkeren Abweichungen sorgen automatisch wirkende Begrenzungseinrichtungen für die Rückführung auf betrieblich vorgegebene Zustände. Bei Erreichen von Auslösegrenzwerten des Reaktorschutzsystems werden die erforderlichen sicherheitstechnischen Gegenmaßnahmen automatisch eingeleitet.

Tabelle 2.1/1HauptdatenGesamtanlage

Reaktorwärmeleistung	3850	MW
Dampferzeuger-Wärmeleistung	3867	MW
Generatorklemmenleistung	ca. 1400	MW
Kraftwerk-Nettoleistung	ca. 1313	MW

Reaktoranlage

Anzahl der Brennelemente im Kern	193	
Gesamtes Urangewicht im Erstkern	ca. 103	Mg
Anzahl der Reaktorkühlkreise	4	
Gesamtkühlmitteldurchsatz	20161	kg/s
Eintrittstemperatur am Reaktordruckbehälter	ca. 292	°C
Austrittstemperatur am Reaktordruckbehälter	ca. 325	°C
Frischdampfdruck am Austritt der Dampferzeuger	p _e 63,9	bar

Dampfkraftanlage

Gesamter Frischdampfstrom	ca. 2105	kg/s
Drehzahl des Turbosatzes	25	1/s
Kühlwasser-Eintrittstemperatur	21	°C
Kondensator-Kühlwasserstrom	ca. 60000	kg/s

2.2 Auslegungsmerkmale der Kernkraftwerksanlage

2.2.1 Reaktorsicherheit

(Abb. 2.2.1/1 bis 9)

2.2.1.1 Allgemeines

- Kernspaltung

Spaltbare Schwermetallkerne (U 235, Pu 239, Pu 241) können durch Neutronen mit einer Geschwindigkeit, die der thermischen Bewegung von Gasmolekülen entspricht (2200 m/s), gespalten werden. Durch den Energieübertrag des Neutrons auf den Atomkern werden dessen Bausteine so sehr in „Unruhe“ gebracht, daß sie sich so weit voneinander entfernen, daß die Kernbindungskräfte nicht mehr für den Zusammenhalt sorgen können. Die elektrostatischen Abstoßungskräfte der positiv geladenen Protonen spalten dann den Kern. Die kinetische Energie der Bruchstücke wird in der Umgebung des Atoms in Wärme umgesetzt. Die Wärmeerzeugung durch den Bremsvorgang der Bruchstücke im Brennstoff macht den größten Teil der erzeugten Energie durch Kernspaltung aus (Abb. 2.2.1/1).

Die Kernspaltungszone im Reaktor besteht aus einem Verband eng aneinandergesetzter Brennelemente, die den Kernbrennstoff in Form von Brennstäben enthalten. Ein Brennstab mit der umgebenden Kühlwasserschicht bildet die Elementarzelle der Kernspaltungszone. Die bei der Kernspaltung freiwerdenden schnellen Neutronen werden in der Kühlwasserschicht um die Brennstäbe abgebremst (moderiert), so daß sie für weitere Kernspaltungen die geeignete Geschwindigkeit haben.

Bei Verlust des Kühlmittels ist die Neutronenmoderation und damit die Kernspaltung unterbrochen.

Da der Anteil des spaltbaren Schwermetalls am gesamten Schwermetallinventar im Reaktorkern nur wenige Prozent beträgt, ist eine nukleare Explosion physikalisch nicht möglich.

Bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie wird höchster Wert auf Sicherheit gelegt, da die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte radioaktiv sind, d. h. sie zerfallen unter Aussendung radioaktiver Strahlung. Stoffe, die eine intensive Strahlung aussenden, sind kurzlebig. Die langlebigen radioaktiven Spaltprodukte sind schwache Strahler, weil Strahlungsintensität und Halbwertszeit sich gegenläufig zueinander verhalten. Abb. 2.2.1/2 zeigt die Zusammensetzung des radioaktiven Inventars eines Kernreaktors.

- Nachwärme

Die Nachwärme ist eine Begleiterscheinung des bereits beschriebenen radioaktiven Zerfalls der bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte. Die von den Spaltprodukten ausgehende radioaktive Strahlung wird im umgebenden Uran und im Kühlmittel absorbiert, wobei die Strahlungsenergie in Wärme umgewandelt wird. Diese Wärmeerzeugung erreicht zwar nur einige Prozent der normalen Reaktorleistung, geht aber auch dann weiter, wenn die Kettenreaktion durch neutronenabsorbierende Steuerelemente unterbrochen worden ist und der Kernspaltungsprozeß abgeklungen ist (Abb. 2.2.1/3). Eine Stunde nach Reaktorabschaltung beträgt die Nachwärme beispielsweise noch ca. 2 % der Nennleistung des Reaktors.

Um Überhitzungen des Reaktorkerns mit der Folge erhöhter Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus den Brennelementen zu vermeiden, muß dieser wegen der Nachwärme auch nach Unterbrechung der Kettenreaktion gekühlt werden. Aus dem gleichen Grund müssen auch die abgebrannten Brennelemente im Brennelement-Lagerbecken gekühlt werden.

Dies hat große Bedeutung für die Auslegung der Sicherheitseinrichtungen.

- Funktionsweise eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor

Abb. 2.2.1/4 zeigt das Funktionsschema eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor. Die im Reaktorkern durch Kernspaltung entstehende Wärme wird durch das Reaktorkühlmittel, das unter so hohem Druck steht, daß es nicht verdampfen kann, über die Dampferzeuger an den Speisewasser-Dampfkreislauf übertragen. In den Dampferzeugern entsteht Satttdampf, der

den Turbogenerator antreibt. Der Wasserdampf wird durch Entspannung und Abkühlung im Kondensator wieder in Wasser verwandelt und in die Dampferzeuger zurückgepumpt, womit der Kreislauf von neuem beginnt.

Beim Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor bilden die Dampferzeuger eine Schnittstelle zwischen dem nuklearen (radioaktiven) Reaktorkühlsystem und dem konventionellen (nichtradioaktiven) Speisewasser-Dampf-Kreislauf. Die Dampferzeugerheizrohre haben neben der Wärmeübertragung an den Speisewasser-Dampf-Kreislauf die Aufgabe, als druckdichte Barriere den Übertritt von Radioaktivität in die Turbine zu verhindern. Abb. 2.2.1/5 zeigt die Anordnung des nuklearen Dampferzeugungssystems im Reaktorgebäude.

2.2.1.2 Schutzziele der Reaktorsicherheit

Aufgrund der Tatsache, daß bei der Kernspaltung radioaktive Strahlung auftritt und radioaktive Stoffe gebildet werden, sind Maßnahmen zu treffen, die den Schutz der Umgebung vor Strahlenexposition (Umgebungsschutz) und der Beschäftigten (Arbeitsschutz) jederzeit gewährleisten. Das übergeordnete Schutzziel besteht darin, die radioaktive Strahlung auf ungefährliche Werte abzuschirmen und die radioaktiven Stoffe sicher einzuschließen.

Dieses Schutzziel muß nicht nur im Normalbetrieb, sondern auch bei Betriebsstörungen oder Störfällen eingehalten werden. Dazu müssen drei abgeleitete technische Schutzziele eingehalten werden:

- Abschalten des Reaktors und langfristige Unterkritikalität
- Nachwärmeabfuhr
- Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung.

Um die vorgenannten Schutzziele zu erreichen, wird entsprechend Kriterium 1.1 der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ ein gestaffeltes Sicherheitskonzept mit mehreren Sicherheitsebenen angewendet. Dieses Konzept besteht in einer ausgewogenen Kombination von vorrangig zu ergreifenden Maßnahmen zur Verhinderung von Störungen und Störfällen und von Maßnahmen zur Beherrschung gleichwohl unterstellter Auslegungstörfälle. Zusätzlich werden Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen von praktisch auszuschließenden ausle-

gungsüberschreitenden Ereignissen ergriffen. Dieses Konzept wird im folgenden näher beschrieben.

2.2.1.3 Sicherheitsgrundsätze und -Maßnahmen (Abb. 2.2.1/6)

Erster Sicherheitsgrundsatz: „Störfallverhinderung“

Auf der Ebene des Normalbetriebes (1. Sicherheitsebene) wird durch die Auslegungs- und Fertigungsqualität sowie Sorgfalt in der Betriebsführung eine gute Verfügbarkeit angestrebt. Im Hinblick auf die sicherheitstechnische Betrachtung ist dies insofern von Bedeutung, als hierdurch gleichzeitig Störungen und Störfälle vermieden werden.

Zu diesem Zweck werden auf der 1. Sicherheitsebene sicherheitsfördernde Auslegungs-, Fertigungs- und Betriebsgrundsätze angewandt, z. B.:

- Ausreichende Sicherheitszuschläge bei der Auslegung der Systeme und Anlagenteile
- Sorgfältige Auswahl der Werkstoffe, einhergehend mit umfangreichen Werkstoffprüfungen
- Umfassende Qualitätssicherung bei Fertigung, Errichtung und Betrieb
- Unabhängige Prüfung der erreichten Qualität
- Überwachung der Qualität nach der betrieblichen Belastung durch wiederkehrende Prüfungen
- Instandhaltungsfreundlichkeit von Systemen und Anlagenteilen unter Berücksichtigung der Strahlenexposition des Personals
- Sichere Überwachung der Betriebszustände
- Aufzeichnung, Auswertung und sicherheitsbezogene Verwertung von Betriebserfahrungen
- Umfassende Schulung des Betriebspersonals.

Nach allgemeiner technischer Erfahrung sind trotzdem während der Lebensdauer einer Anlage Fehlfunktionen von Anlagenteilen oder Systemen, die zu anomalen Betriebszuständen führen, nicht völlig auszuschließen. Typische Beispiele sind Komponentenausfälle, wie Ausfall einer Pumpe im Reaktorkühlsystem oder auch im Speisewasser-Dampfkreislauf. Zur Beherrschung dieser anomalen Betriebszustände innerhalb zulässiger Auslegungsgrenzen für den bestimmungsgemäßen

Betrieb (2. Sicherheitsebene) werden die Systeme so ausgelegt sowie betriebsführende und betriebsüberwachende Maßnahmen getroffen, daß eine Ausweitung anomaler Betriebszustände zu Störfällen verhindert wird. Nach Beseitigung der Störungsursache ist ein Weiterbetrieb der Anlage ohne weiteres möglich. Solche Vorkehrungen auf der 2. Sicherheitsebene sind z. B.:

- Inhärente Sicherheit des Reaktorkerns. Das bedeutet, daß dieser auch bei Ausfall von Regeleinrichtungen nach kleinen betrieblichen Störungen von selbst wieder stabile Leistungs-, Temperatur- und Druck-Gleichgewichtszustände einnimmt.

Dies wird erreicht durch eine physikalische Kernausslegung mit negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität. D. h., bei steigenden Brennstoff- und Kühlmitteltemperaturen nimmt die Reaktivität ab, was eine Verringerung der Zahl der Kernspaltungen pro Zeiteinheit und damit der Reaktorleistung bewirkt. Physikalisch ist dies damit zu erklären, daß sich bei steigender Temperatur die Bedingungen für die Kernspaltungs-Kettenreaktion verschlechtern, weil infolge der Abnahme der Wasserdichte weniger neutronenbremsende Wassermoleküle zur Verfügung stehen und zugleich mehr Neutronen im Brennstoff absorbiert werden, ohne neue Kernspaltungen auszulösen.

Ein „Durchgehen“ des Kernreaktors, d. h. eine ungebremste exponentielle Zunahme der Kernspaltungen als Folge einer betrieblichen Störung, ist also physikalisch nicht möglich.

- Zustands-, Fehler- und Störungsmeldungen werden auf die Warte gegeben und registriert. Sie informieren das Wartpersonal und ermöglichen manuelle Gegenmaßnahmen.
- Schutz- und Begrenzungseinrichtungen wirken aktiv störfallverhindernd, so daß sich Betriebsstörungen nicht zu Störfällen ausweiten. Sie sind zusätzlich zu den im Betrieb wirkenden Regeleinrichtungen vorgesehen, um noch vor Erreichen unzulässiger Betriebszustände korrigierende Stellglied-Eingriffe z. B. zur Leistungsreduktion auszulösen, die durch die inhärenten Sicherheitseigenschaften des Reaktorkerns unterstützt werden. Die Begrenzungseinrichtungen reagieren differenziert und der jeweiligen Störung angemessen. Können sie allein die Betriebsstörung nicht rechtzeitig abfangen, können auch Reaktorschutzgrenzwerte erreicht und Aktionen des Reaktorschutzsystems ausge-

löst werden. Solche Begrenzungseinrichtungen sind z. B. die Reaktorleistungsbegrenzung und die Kühlmittelmassen- und -druckbegrenzung für das Reaktorkühlsystem.

Bei den auf der 1. Sicherheitsebene (Normalbetrieb) und 2. Sicherheitsebene (Betriebsstörungen) zu betrachtenden Ereignissen werden die Dosisgrenzwerte des § 45 StrlSchV für den bestimmungsgemäßen Betrieb eingehalten.

Zweiter Sicherheitsgrundsatz: „Störfallbeherrschung“

Auf der 3. Sicherheitsebene werden Kernkraftwerke zur Vorsorge gegen Schäden auch gegen postulierte Störfälle ausgelegt, mit deren Eintreten nach menschlichem Ermessen wegen der Sicherheitsvorkehrungen entsprechend dem Grundsatz der „Störfallverhinderung“ eigentlich nicht gerechnet werden muß (Auslegungsstörfälle). Die Auslegungsstörfälle werden so definiert, daß sie jeweils für eine Gruppe ähnlich verlaufender Ereignisse repräsentativ sind, d.h., daß sie die für diese Ereignisgruppe repräsentativen Belastungen für die Anlagenplanung vorgeben. Für diese Auslegungsstörfälle wird im Genehmigungsverfahren nachgewiesen, daß sie unter Einhaltung der Dosisgrenzwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV beherrscht werden.

Die Störfälle, die die Anlage auslegungsgemäß beherrschen muß, werden entsprechend den „Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung - Störfall-Leitlinien“ unterstellt. Das Spektrum der Auslegungsstörfälle umfaßt anlageninterne Ereignisse, z.B. Leck in einer Hauptkühlmittelleitung und Einwirkungen von außen, z.B. Erdbeben, und ist nach vier Störfallkategorien gegliedert:

- RA: Mit "RA" werden aus der Menge aller radiologisch relevanten Störfälle nur die radiologisch repräsentativen Störfälle gekennzeichnet. Die radiologischen Auswirkungen sind zu berechnen.

- AS: Die Analyse dieser Störfälle ist zur Auslegung von Sicherheitseinrichtungen oder von Gegenmaßnahmen durchzuführen.

- SI: Die Analyse dieser Störfälle dient der Auslegung von Komponenten oder baulichen Anlagen auf Standsicherheit oder Integrität.
- VO: Eine Störfallanalyse ist nicht erforderlich, wenn die in den Störfall-Leitlinien genannten Vorsorgemaßnahmen als getroffen nachgewiesen werden. Der jeweilige Störfall wird durch diese Vorsorgemaßnahmen vermieden oder beherrscht.

Die Störfallanalyse ist in Kap. 5 zusammengestellt. Die Berücksichtigung der Aspekte AS, SI und VO ergibt sich ferner aus den Konzeptaussagen zur Störfallbeherrschung (insbesondere Kap. 2.2.2 und 2.2.3) und Risikominimierung (Kap. 8) sowie aus der Beschreibung der verschiedenen Anlagenteile und Systeme in den jeweiligen Kapiteln des Sicherheitsberichts.

Die Einrichtungen zur Störfallbeherrschung bestehen erstens aus passiven Systemen. Das sind Einrichtungen, die für ihre Schutzfunktion keine Signalbildung oder Energiezufuhr benötigen, sondern allein durch ihr Vorhandensein wirken, wie die verschiedenen Schutzbarrieren aus Beton oder Stahl (vgl. Kap. 2.2.1.4.1).

Zweitens sind aktive Sicherheitseinrichtungen vorhanden, z. B. Einspeisepumpen, die vom Reaktorschutzsystem kontrolliert und falls erforderlich in Betrieb gesetzt werden (vgl. Kap. 2.2.1.4.2).

Dritter Sicherheitsgrundsatz: „Risikominimierung“

In Ergänzung der Maßnahmen zur Störfallverhinderung und Störfallbeherrschung werden auf der 4. Sicherheitsebene mit dem Ziel der Minimierung des Risikos jenseits der erforderlichen Vorsorge gemäß § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen bei solchen Ereignissen vorgesehen, die aufgrund ihres geringen Risikos keine Auslegungsstörfälle sind. Zu dieser Ereignisklasse gehören

- seltene Einwirkungen von außen, wie z.B. Flugzeugabsturz und Druckwellen aus chemischen Reaktionen
- Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)

- Anlageninterne Ereignisse, die aufgrund unterstellter auslegungsüberschreitender Systemausfälle in Kernschmelzen einmünden könnten.

Bei den getroffenen Maßnahmen handelt es sich um Einzelmaßnahmen, die unter Berücksichtigung der Verhältnismäßigkeit von technischem Aufwand und erreichbarer Risikominimierung auf die wesentlichen Aspekte der zugrunde liegenden Ereignisse zugeschnitten sind.

Die Vorkehrungen gegen seltene Einwirkungen von außen bestehen insbesondere aus baulichen Schutzmaßnahmen.

Die Vorkehrungen gegen auslegungsüberschreitende anlageninterne Ereignisse zielen darauf ab, die jenseits der Auslegung im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV noch bestehenden Sicherheitsreserven der Anlage zur Risikominimierung zu mobilisieren. Die Vorgehensweise bei der Auslegung von Sicherheitseinrichtungen führt zu einer Überdimensionierung von Komponenten und Systemen und durch Anwendung des Einzelfehlerkriteriums zu einer redundanten Systemauslegung. Bei realistischer Betrachtungsweise, verbunden mit dem Ausnutzen der Sicherheitsreserven von Komponenten, weisen die Systeme erheblich höhere Wirksamkeiten auf, so daß sie flexibel zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse eingesetzt werden können.

Dies gilt insbesondere für die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes. Im Rahmen von Sicherheitsstudien, der Reaktorsicherheitsforschung und von Risikostudien wurde systematisch untersucht, mit welchen Maßnahmen bei anlageninternen Ereignissen, die aufgrund unterstellter auslegungsüberschreitender Systemausfälle bei ungehindertem Ablauf in Kernschmelzen einmünden könnten, noch mit hoher Wahrscheinlichkeit schwere Kernschäden bzw. gravierende Umgebungsauswirkungen abgewendet werden können.

Die Maßnahmen der 4. Sicherheitsebene sind in Kap. 8 im Zusammenhang dargestellt.

2.2.1.4 Sicherheitseinrichtungen

2.2.1.4.1 Passive Sicherheitseinrichtungen

Das Barrierenkonzept

Der sichere Einschluß der bei der Kernspaltung entstandenen Radioaktivität wird durch ein System von mehreren in ihrer Wirkung hintereinandergeschalteten Barrieren gegen den Austritt von radioaktiven Stoffen erreicht (Abb. 2.2.1/7).

- Die innerste Spaltproduktbarriere bildet der Kernbrennstoff selbst. Die bei der Kernspaltung entstehenden Bruchstücke werden zum größten Teil an freien Plätzen des Kristallgitters des Brennstoffs eingebaut und dort festgehalten. Der Brennstoff ist wasserunlöslich und behält seine Rückhaltefunktion auch dann, wenn er aufgrund von Brennelementschäden mit dem Kühlmittel in Verbindung kommen sollte. Nur ein kleiner Teil der flüchtigen und gasförmigen Spaltprodukte kann aus dem Brennstoffgitter entweichen (weniger als 5 %), siehe Kap. 3.
- Damit dieser Anteil nicht in das Kühlmittel übertreten kann, wird der Brennstoff in Form von Tabletten in Brennstabhüllrohre aus Zircaloy (Speziallegierung auf Zirkonium-Basis) eingefüllt. Diese werden anschließend gasdicht verschweißt, bevor sie zu Brennelementen gebündelt und in den Reaktor eingesetzt werden.
- Der Kern eines großen Druckwasserreaktors besteht aus ca. 50 000 solcher Brennstäbe. Trotz größter Sorgfalt bei der Fertigung und gewissenhafter Prüfung ist nicht völlig zu vermeiden, daß einzelne Brennstäbe im Betrieb undicht werden. Deshalb ist der Reaktor so ausgelegt, daß er trotzdem sicher weiterbetrieben werden kann. Die „druckführende Umschließung“ des Kühlmittels verhindert einen Austritt der ins Kühlmittel gelangten radioaktiven Stoffe in den Sicherheitsbehälter. Unter druckführender Umschließung des Kühlmittels versteht man den Reaktordruckbehälter, die Dampferzeuger, den Druckhalter, die Kühlmittelpumpen und die verbindenden Rohrleitungen. Diese Komponenten müssen dem hohen Druck des Reaktorkühlmittels standhalten, und bilden damit automatisch eine wirksame Barriere für die Radioaktivität.

- Damit auch bei unterstellten Leckagen am Reaktorkühlsystem keine Radioaktivität unkontrolliert in die Umgebung gelangt, wird das gesamte Reaktorkühlsystem von einer Stahlkugel, dem Sicherheitsbehälter, technisch gasdicht umschlossen. Dieser ist für den Umgebungsschutz besonders wichtig. Als letzte Barriere muß er auch dann noch funktionsfähig bleiben, wenn alle übrigen Barrieren versagen sollten, d. h. er ist für den größten Kühlmittelverluststörfall ausgelegt, bei dem vollständiges Ausdampfen des Reaktorkühlsystems angenommen wird.

Der Sicherheitsbehälter wird zusätzlich von einer Stahlbetonhülle umschlossen. Diese schützt den Reaktor gegen Einwirkungen von außen. Sie widersteht mit ihrer Wanddicke beispielsweise sogar dem Aufprall eines schnellfliegenden Militärflugzeuges. In den verschiedenen Räumen des Reaktorgebäudes wird durch die lufttechnischen Anlagen ein von außen nach innen zunehmender Unterdruck aufrechterhalten. Dadurch können nur Einwärtsleckagen auftreten, und es gelangt keine Radioaktivität unkontrolliert in die Umwelt. Die abgesaugte Luft kann über hochwirksame Filtersysteme geleitet werden, bevor sie dem Fortluftkamin zugeführt wird. Die Integrität der Barrieren zur Aktivitätsrückhaltung wird durch ständige Messung der Radioaktivität in den verschiedenen Kreisläufen und Raumbereichen überwacht.

Neben Barrieren zur Rückhaltung der Radioaktivität und zum Schutz vor äußeren Einwirkungen gibt es noch Barrieren zur Abschirmung der vor allem vom Reaktorkern ausgehenden Direktstrahlung. Diese werden als entsprechend dick bemessene Betonwände ausgeführt. Z. B. ist die Betonabschirmung um den Reaktordruckbehälter ca. 2 m dick. Auch der 25 cm dicke Stahlmantel des Druckbehälters selbst ist ein wirksamer Strahlenschild. Die im Normalbetrieb eines Kernkraftwerkes nach außen dringende Direktstrahlung ist so klein, daß sie wegen des vorhandenen Strahlenhintergrundes der natürlichen Strahlenbelastung nicht meßbar ist.

Prüfung der Barrieren

Die Prüfung der Barrieren auf ihren einwandfreien Zustand für ihre sicherheitstechnische Funktion erfolgt in wiederkehrenden Prüfungen, z. B. Dichtheitsprüfung der Brennstäbe, Ultraschallprüfung der druckführenden Umschließung des

Reaktorkühlmittels auf Integrität, Druckprobe der druckführenden Umschließung, Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters.

2.2.1.4.2 Aktive Sicherheitseinrichtungen

Die Wirksamkeit der beschriebenen Spaltproduktbarrieren und Strahlenbarrieren muß nicht nur im Normalbetrieb und bei Betriebsstörungen, sondern auch bei Auslegungstörfällen soweit erhalten bleiben, daß eine unzulässige Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt vermieden wird. Dazu werden zum einen die Barrieren gegen die Belastungen bei diesen Störfällen ausgelegt und zum anderen aktive Sicherheitseinrichtungen zum Schutz der Barrieren vorgesehen. Um diese richtig auslegen zu können, ist es von zentraler Bedeutung, die Störfalltypen mit der Möglichkeit einer erhöhten Aktivitätsfreisetzung zu erfassen:

Der weitaus größte Teil der im Kernkraftwerk vorhandenen Radioaktivität befindet sich im Reaktorkern, d. h. eingeschlossen im Kristallgitter des Brennstoffs und in den Brennelementhüllen (vergleiche dazu „Das Barrierenkonzept“). Größere Freisetzungen sind also nur denkbar bei Schädigung dieser beiden inneren Aktivitätsbarrieren durch Überhitzung. Damit ergeben sich folgende theoretisch denkbare Störfalltypen mit der Möglichkeit erhöhter Aktivitätsfreisetzung:

- unzulässiger Anstieg der Reaktorleistung
- Behinderung der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern
- Kühlungsausfall infolge von Kühlmittelverlust

Die Auslegung der aktiven Sicherheitseinrichtungen orientiert sich somit insbesondere an der Forderung, solche Situationen zu beherrschen.

Um die erforderliche hohe Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen, die z. B. den unzulässigen Anstieg der Reaktorleistung stoppen und die Abfuhr der Nachwärme aus dem Reaktorkern sicherstellen sollen, werden verschiedene systemtechnische Auslegungsgrundsätze entsprechend den technischen Erfordernissen allein oder in Kombination angewandt.

Auslegungsgrundsätze (Abb. 2.2.1/8)

- Redundanz

Zufällig auftretende Einzelfehler, z. B. das zufällige Versagen einer Pumpe im Anforderungsfall, werden durch Anwendung des Redundanzprinzips beherrscht. Redundanz bedeutet Vielfachheit, d. h. von wichtigen Komponenten und Systemen werden mehr installiert, als für die Erfüllung einer bestimmten Sicherheitsfunktion mindestens benötigt werden. Ein Beispiel für die Anwendung des Redundanzprinzips ist das Not- und Nachkühlsystem, welches als 2 von 4-System ausgeführt ist. D. h. wenn mindestens 2 von 4 vorhandenen Teilsystemen im Anforderungsfall funktionieren, kann das Notkühlsystem seine Sicherheitsfunktionen auslegungsgemäß erfüllen.

Die deutschen Sicherheitsanforderungen fordern für Redundanzbetrachtungen typischerweise die Berücksichtigung folgender Ausfallkombination:

- Ein Teilsystem (Strang) fällt wegen eines zufälligen Fehlers aus (Einzelfehler).
- Ein weiteres Teilsystem (Strang) steht wegen Wartung oder Funktionsprüfung nicht zur Verfügung.

Das verbleibende System muß die Störfallabdeckung zu 100 % ermöglichen. Bei der 4-Reaktorkühlkreis-Bauweise eines 1300-MWe-Reaktors wird eine Aufteilung der Sicherheitseinrichtungen in 4 x 50 % Stränge vorgenommen.

- Diversität

Fehler mit gemeinsamer Ursache, wie z. B. Auslegungs- oder Fertigungsfehler, werden in besonderen Bereichen des Reaktorschutzsystems durch Anwendung des Diversitätsprinzips vermieden. Diversität bedeutet Verschiedenartigkeit. Zur Erfüllung einer bestimmten Sicherheitsfunktion werden also verschiedenartige physikalische Wirkungsmechanismen und/oder Gerätekonstruktionen angewandt, die nicht aufgrund derselben Ursache alle gleichzeitig unwirksam werden bzw. ausfallen können. So werden für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung bei Störfällen immer mehrere, zueinander diversitäre Anregekriterien ausgewertet. Z. B. führt ein Anstieg der Reaktorleistung, der zuerst durch einen Anstieg des Neutronenflusses angezeigt wird,

immer auch zu einem Anstieg der Kühlmitteltemperatur und über die Wärmeausdehnung des Kühlmittels zu einem Anstieg des Wasserstandes im Reaktorkühlsystem. Damit lassen sich drei zueinander diversitäre Abschaltkriterien formulieren.

- Räumliche Trennung und baulicher Schutz
Zum Schutz vor Störungen mit übergreifendem Charakter werden zueinander redundante Teilsysteme (Stränge) räumlich getrennt angeordnet. Falls nur einfach vorhandene Komponenten oder Systeme geschützt werden sollen, oder wenn eine räumlich getrennte Aufstellung redundanter Teilsysteme (Stränge) nicht möglich oder sinnvoll ist, wird ein entsprechender baulicher Schutz vorgesehen. Beispiele dafür sind die räumlich getrennte Verlegung von Kühlwasserleitungen zur Berücksichtigung des Flugzeugabsturzes oder der Schutz des nur einfach vorhandenen und für die Aktivitätsrückhaltung wichtigen Sicherheitsbehälters durch Auslegung des Reaktorgebäudes gegen Flugzeugabsturz. Ein weiteres ist die Auslegung wichtiger Gebäude und Systeme gegen Erdbebenbelastungen.
- Fail-Safe-Prinzip
Gegen alle bisher besprochenen Störungsursachen und gegen den Ausfall der Hilfsenergie, z. B. der Stromversorgung für Sicherheitseinrichtungen, bietet die Anwendung des Fail-Safe-Prinzips in bestimmten Anwendungsfällen einen zusätzlichen Schutz. („Fail-Safe“ bedeutet „Ausfall in die sichere Richtung“). D. h. Sicherheitseinrichtungen werden so ausgelegt, daß Störungen in den Sicherheitseinrichtungen selbst oder ein Ausfall ihrer Energieversorgung eindeutig sicherheitsgerichtete Aktionen auslösen, z. B. Einfall der Steuerelemente durch Schwerkraft zur Schnellabschaltung bei Ausfall der Stromversorgung.
- Automatisierung
Bei der Detektierung von Störungen und bei der Auslösung von Maßnahmen zur Störfallbeherrschung verläßt man sich bei schnellen Vorgängen nicht allein auf die Aufmerksamkeit und auf richtige Entscheidungen des Betriebspersonals. Die Möglichkeit von Fehlentscheidungen, insbesondere in den ersten Minuten nach Störfalleintritt wäre zu groß. Deshalb sind in den ersten 30 Minuten nach Störfalleintritt manuelle Bedienungseingriffe für die Störfallbeherrschung nicht erforderlich. Die vom Reaktorschutzsystem angesteuerten Maßnahmen zur Störfallbeherrschung laufen vollautomatisch und mit Vorrang vor manuellen Bedienungseingriffen ab.

Überblick über die aktiven Sicherheitseinrichtungen

Das Sicherheitssystem des Kernkraftwerkes besteht aus dem Reaktorschutzsystem und weiteren aktiven Sicherheitseinrichtungen.

Das Reaktorschutzsystem (s. Kap. 2.15) hat eine zentrale Stellung. Es ist aufgebaut als ein elektronisches System, welches kontinuierlich alle wichtigen Betriebsparameter der Anlage überwacht und bei Erreichen von vorgegebenen Grenzwerten Sicherheitsaktionen auslöst, indem es je nach Bedarf weitere aktive Sicherheitseinrichtungen ansteuert. Die Grenzwerte sind dabei so festgelegt, daß noch deutliche Sicherheitsabstände zu Gefährdungsgrenzen gegeben sind. Dadurch werden Betriebsstörungen abgefangen, so daß sie sich nicht zu Störfällen ausweiten.

Die dennoch unterstellten Auslegungstörfälle werden durch Ansteuerung von Sicherheitseinrichtungen soweit beherrscht, daß Schäden auf die Anlage selbst begrenzt bleiben. Das Reaktorschutzsystem fragt nicht nach den Ursachen einer Störung im Einzelfall, sondern nur nach dem Anlagenzustand, wodurch sichergestellt ist, daß bei der Auslegung des Systems keine relevanten Störungsursachen übersehen werden können.

Bei den weiteren aktiven Sicherheitseinrichtungen handelt es sich im wesentlichen um verfahrenstechnische Systeme. Wichtige aktive Sicherheitseinrichtungen sind z. B.:

	<u>Kapitel</u>
Schnellabschalteinrichtung (Steuerelemente)	2.8.9
Zusatzboriersystem	2.8.10
Armaturen des Reaktorkühlsystems	2.7.2.4.2
Gebäudeabschluß	2.5.3
Ringraumabsaugung	2.9.6
Not- und Nachkühlsystem	2.8.2.2
Nukleares Zwischenkühlsystem	2.11.3.1
Nebenkühlwassersystem für gesicherte Anlagen	2.11.4
Notspeisesystem mit Notspeise-Generatoren	2.8.2.3
Frischdampf-Abblasestation	2.10.1

Notstromdieselgeneratoren

2.13.4

Abb. 2.2.1/9 vermittelt einen Überblick über wichtige aktive Sicherheitseinrichtungen eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor.

Das Reaktorschnellabschaltssystem arbeitet mit neutronenabsorbierenden Steuerelementen, die im Leistungsbetrieb des Reaktors in ausgefahrener Stellung, d. h. am oberen Ende des Kerns, mit Hilfe von Elektromagneten gehalten werden. Bei Auslösung einer Schnellabschaltung erfolgt eine Stromunterbrechung zu den Haltemagneten. Daraufhin fallen sie unter ihrem Eigengewicht in den Kern ein und unterbrechen die Kettenreaktion. Darüberhinaus gibt es ein zweites, diversitäres Abschaltssystem, das Zusatzboriersystem, mit dem der Reaktor durch Einspeisen von neutronenabsorbierender Borsäure in das Reaktorkühlmittel abgeschaltet werden kann.

Störungsbedingte Druckerhöhungen im Reaktorkühlsystem werden durch Abblaseventil und Sicherheitsventile begrenzt.

Wenn bei einem Störfall radioaktive Stoffe in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden, isoliert das Gebäudeabschlußsystem den Sicherheitsbehälter von der Außenwelt. Alle durch die Sicherheitsbehälterwand führenden Rohrleitungen von Systemen, die nicht zur Störfallbeherrschung benötigt werden, können durch mindestens zwei unabhängige, hintereinander angeordnete Absperrarmaturen verschlossen werden. Die Ringraumabsaugung verhindert bei Leckagen am Sicherheitsbehälter einen unkontrollierten Austritt radioaktiver Stoffe aus dem Ringraum zwischen Sicherheitsbehälter und Stahlbetonhülle in die Umgebung.

Das Not- und Nachkühlsystem übernimmt bei Störfällen mit Kühlmittelverlust die Kühlung des Reaktorkerns. Über das nukleare Zwischenkühlsystem und das Nebenkühlwassersystem wird die Nachwärme an die Umgebung abgeführt.

Wenn der Speisewasser-Dampf-Kreislauf von Störungen betroffen und die betriebliche Speisewasserversorgung unterbrochen ist, ermöglicht das Notspeisesystem die sekundärseitige Bespeisung der Dampferzeuger. Die anfallende Nachwärme wird durch Abblasen des Dampfes über die Frischdampf-Abblasestationen in die Atmosphäre abgeführt.

Die Notstromversorgung übernimmt die Energieversorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme, wenn der Generator bei Störfällen die Bereitstellung der elektrischen Eigenbedarfsenergie nicht übernehmen kann und auch das öffentliche Netz nicht zur Verfügung steht.

2.2.1.5 Gesetze, Verordnungen, Richtlinien und Normen

Für die sicherheitstechnische Auslegung von Kernkraftwerken müssen verschiedene Gesetze und Verordnungen eingehalten, sowie Richtlinien und Normen beachtet werden.

Die wesentlichen Gesetze und Verordnungen, Richtlinien und Normen sind nachfolgend aufgeführt:

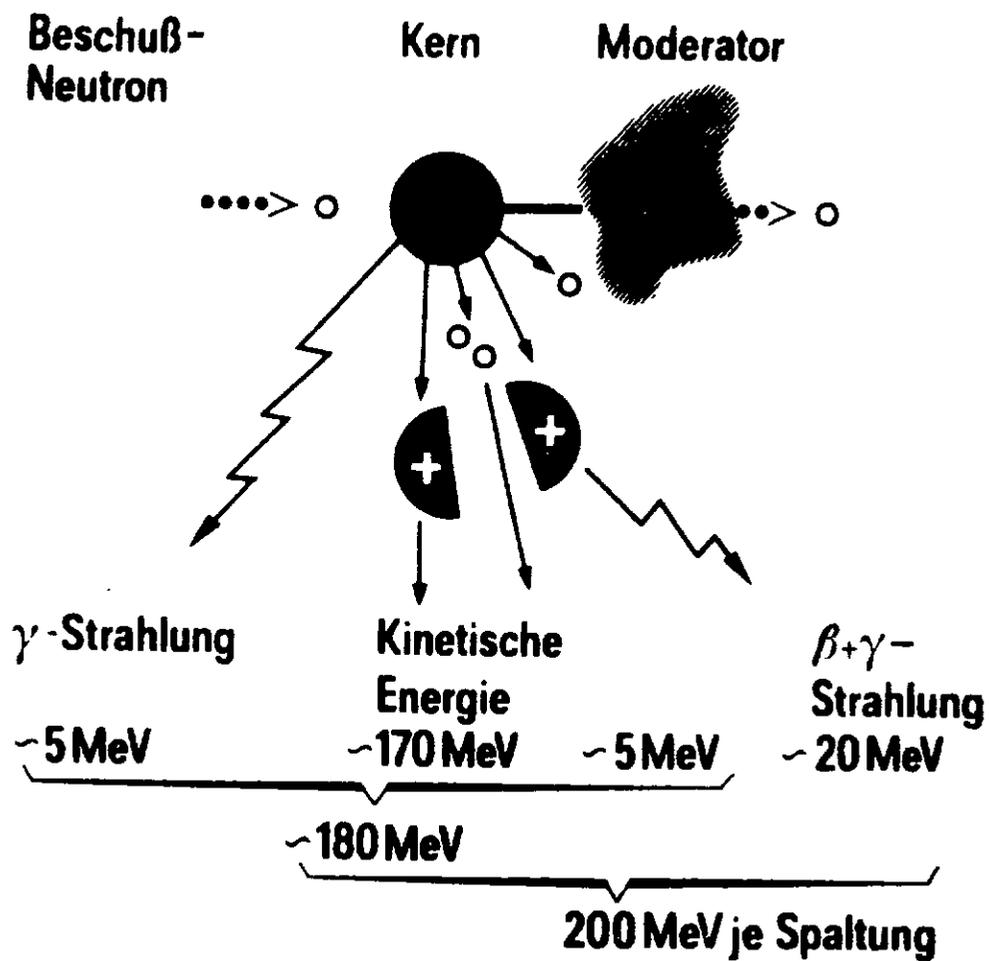
Kerntechnischer Bereich:

- Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985, zuletzt geändert durch Gesetz vom 14. März 1990 mit zugehörigen Verordnungen.
- Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung-StrlSchV) vom 13.10.76, in der Fassung der Bekanntmachung vom 30. Juni 1989.
- Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen vom 21. Februar 1990
- Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke des Bundesministers des Innern laut Bekanntmachung vom 21.10.1977 einschließlich der veröffentlichten Interpretationen.
- Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung - Störfall-Leitlinien - vom 18. Okt. 1983 einschließlich zugehöriger Störfall-Berechnungsgrundlage

- RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe, vom 14.10.1981 und zugehörige Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten vom 25.04.79, zuzüglich der Änderungen der RSK-LL entsprechend Bundesanzeiger v. 10.6.83 (Abschn. 21.2) und vom 5.6.84 (Abschn. 21.1)
- Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsarbeiten im Kernkraftwerk mit Leichtwasserreaktor. „Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge“, vom 10. Juli 1978 (Strahlenschutz-Planung).
- Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen vom 16.10.1979
- Auslegungsrichtlinien und -richtwerte für Jod-Sorptionsfilter zur Abscheidung von gasförmigem Spaltjod in Kernkraftwerken vom 25.02.1976
- LAWA Richtlinien für das Einleiten von Abwasser aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren in die Gewässer; Länderarbeitsgemeinschaft Wasser (LAWA), November 1976
- Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierter Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände, vom 13.09.1976.
- Richtlinien für die Bemessung von Stahlbetonbauteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche äußere Belastungen (Fassung Juli 1974), Institut für Bautechnik, Berlin, einschließlich ergänzender Bestimmungen.
- Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter vom 24.11.1987
- Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)
- Normen des Normenausschusses Kerntechnik im DIN (DIN-NKe)

Konventioneller Bereich

- Gesetz zum Schutz vor schädlichen Umwelteinwirkungen durch Luftverunreinigungen, Geräusche, Erschütterungen und ähnliche Vorgänge (Bundes-Immissionsschutzgesetz - BImSchG), Fassung vom 14. Mai 1990 mit Durchführungsverordnungen und Allgemeine Verwaltungsvorschriften
- Gewerbeordnung in der Fassung der Bekanntmachung vom 1. Januar 1987, zuletzt geändert durch Gesetz vom 5. April 1990 und zugehörige Verordnungen nach § 24 der Gewerbeordnung
- Einschlägige Gesetze, Verordnungen und Richtlinien zum Baurecht, Wasserrecht und Arbeitsstättenrecht
- Unfallverhütungsvorschriften (UVV)
- Einschlägige technische Regeln und Normen (z. B.: AD-, TRB-, TRD-Regelwerk, VDI/VDE-Regelwerk, DIN-Normen)



3×10^{10} Spaltungen/s \cong 1 Watt

1 kg Natururan \cong 30 Mg Steinkohle

Kernkraftwerk Stendal C/D	
Kernspaltung – Schema –	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.2.1/1	DWR 1300 08.90

**Spaltproduktinventar
im Kern:**

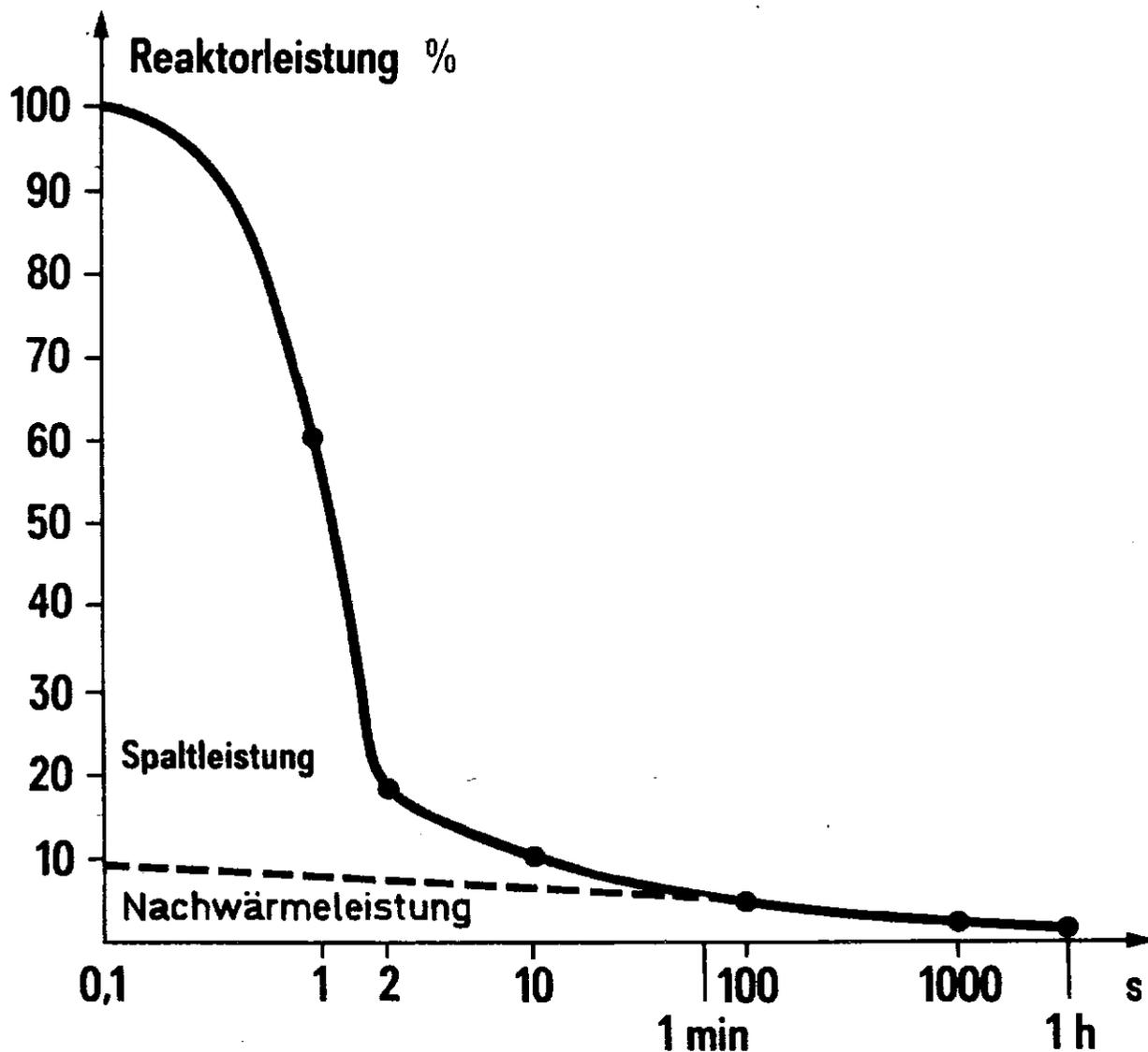
Edelgase	ca. 9,9 x 10¹⁹ Bq
Flüchtige Spaltprodukte	ca. 1,3 x 10²⁰ Bq
Feste "	ca. 4,3 x 10²⁰ Bq
Summe	ca. 6,6 x 10²⁰ Bq

Verteilung der Halbwertszeiten:

< 1 Tag	ca. 45 %
1 - 10 Tage	ca. 20 %
10 - 100 Tage	ca. 30 %
> 100 Tage	ca. 5 %
Summe	100 %

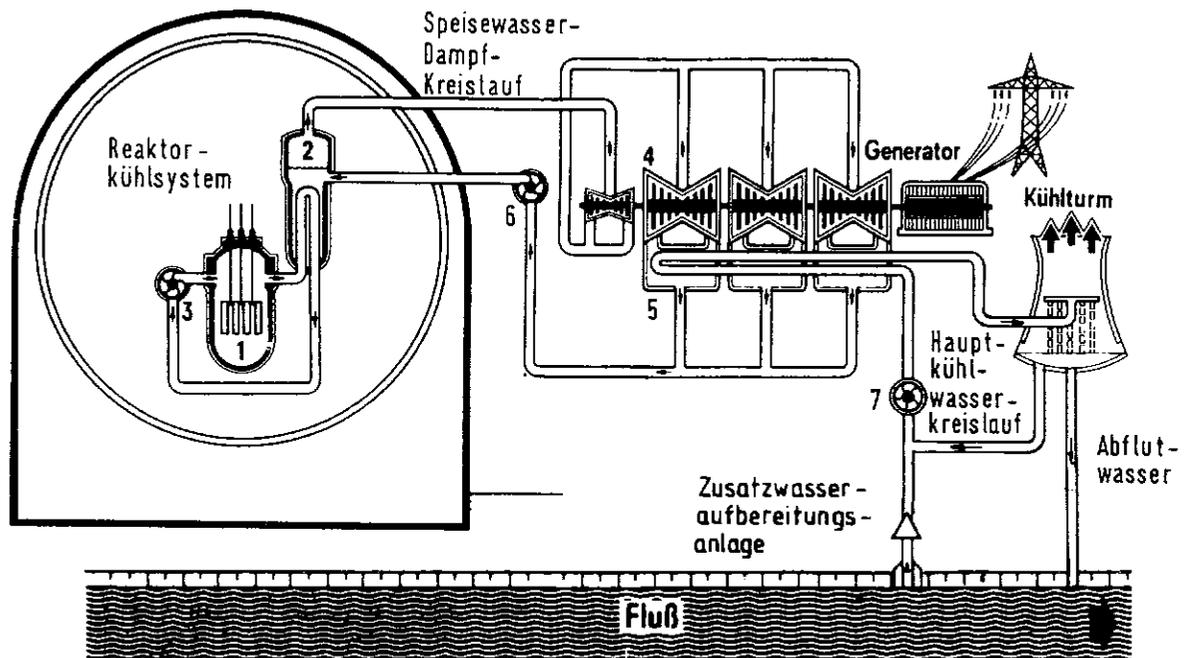
Thermische Leistung ca. 3850 MW

Kernkraftwerk Stendal C/D	
Spaltproduktinventar eines Gleichgewichtskerns	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.2.1/2	DWR 1300 08.90



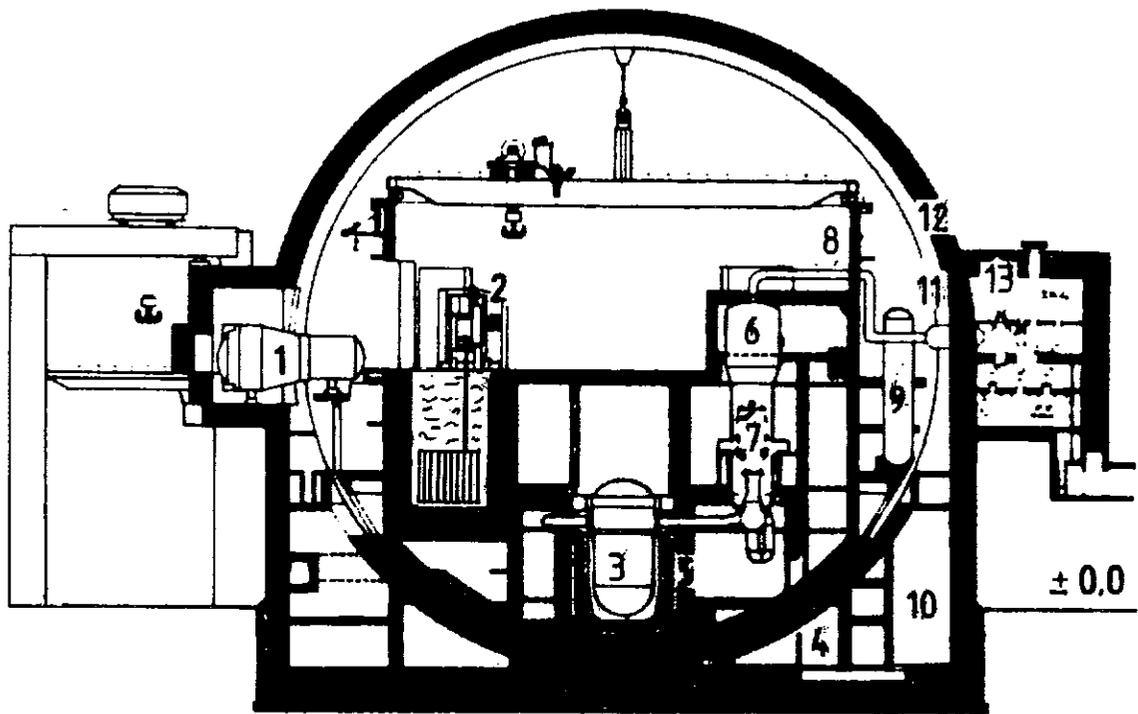
Zeit nach der Reaktorschnellabschaltung

Kernkraftwerk Stendal C/D	
Verlauf der Reaktorleistung nach einer Reaktorschnellabschaltung (Fallzeit der Steuerelemente 2 s)	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.2.1/3	DWR 1300 08.90



- 1 Reaktor
- 2 Dampferzeuger
- 3 Hauptkühlmittelpumpe
- 4 Turbosatz
- 5 Kondensator
- 6 Speisewasserpumpe
- 7 Hauptkühlwasserpumpe

Kernkraftwerk Stendal C/D	
Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor – Schema –	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.2.1/4	DWR 1300 08.90



- | | | | |
|---|----------------------|----|--------------------------------------------|
| 1 | Materialschleuse | 8 | Frischdampfleitung |
| 2 | Lademaschine | 9 | Druckspeicher |
| 3 | Reaktordruckbehälter | 10 | Flutbecken |
| 4 | Nachkühlpumpen | 11 | Sicherheitsbehälter |
| 5 | Reaktorschild | 12 | Stahlbetonhülle |
| 6 | Dampferzeuger | 13 | Frischdampf- und
Speisewasser-Armaturen |
| 7 | Kühlmittelpumpe | | |

Kernkraftwerk Stendal C/D

Reaktorgebäude

– Schema –

SIEMENS Energieerzeugung KWU

Abb.: 2.2.1/5

DWR 1300 08.90

Grundsätze

1. Störfallverhinderung bestimmungsgemäßer Betrieb

2. Störfallbeherrschung

Repräsentative Auslegungsstörfälle, wie z.B.:

- Leck im Reaktorkühlsystem
- Leck im Speisewassersystem
- Leck im Frischdampfsystem
- Reaktivitätsstörungen des Reaktorkernes
- Erdbeben
- Brand

3. Risikominimierung

Auslegungsüberschreitende Ereignisse, wie z.B.

- Flugzeugabsturz
- Explosionsdruckwelle
- auslegungsüberschreitende anlageninterne Ereignisse

Maßnahmen

1. Ebene: Vermeiden von Störungen

- Sicherheitsbeiwerte bei Auslegung und Bemessung
- Qualitätssicherung und -kontrolle
- Wiederkehrende Prüfung
- Sichere Überwachung der Betriebszustände
- Inspektion und Wartung
- Schulung des Betriebspersonals

2. Ebene: Beherrschung im Rahmen des § 45 StrlSchV

Abfangen anomaler Betriebszustände, um Ausweitung zu Störfällen zu verhindern, durch

- sicherheitsgerichtete Auslegung (Selbstregelverhalten)
- Schutz- und Begrenzungseinrichtungen
- Störungsmeldungen auf der Warte

3. Ebene: Beherrschung im Rahmen des § 28 Abs. 3 StrlSchV

1. Passive Sicherheitseinrichtungen als Schutzbarrieren gegen den Austritt von radioaktiven Stoffen oder Strahlen:

- Kristallgitter des Brennstoffes
- Brennstabhüllrohr
- Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels
- Betonabschirmung
- Sicherheitsbehälter
- Stahlbeton-Reaktorgebäude mit Grundwasserisolation

2. Aktive Sicherheitseinrichtungen zur Erhaltung der Integrität der Barrieren

Auslegungsprinzipien:

- Redundanz
- Diversität
- räumliche Trennung
- Fail-safe-Prinzip
- Automatisierung

auslösendes System:

- Reaktorschutzsystem

angesteuerte Systeme:

- Reaktorschnellabschaltung (RESA)
- Gebäudeabschlußsystem
- Not- und Nachkühlsystem
- Notspeisesystem
- Notstromversorgung

4. Ebene: Begrenzung der Auswirkungen

- Einzelmaßnahmen zur Minimierung des verbleibenden Risikos nach dem Grundsatz der Verhältnismäßigkeit, insbesondere baulicher Schutz
- anlageninterne Notfallmaßnahmen unter Ausnutzung der Sicherheitsreserven der Anlage

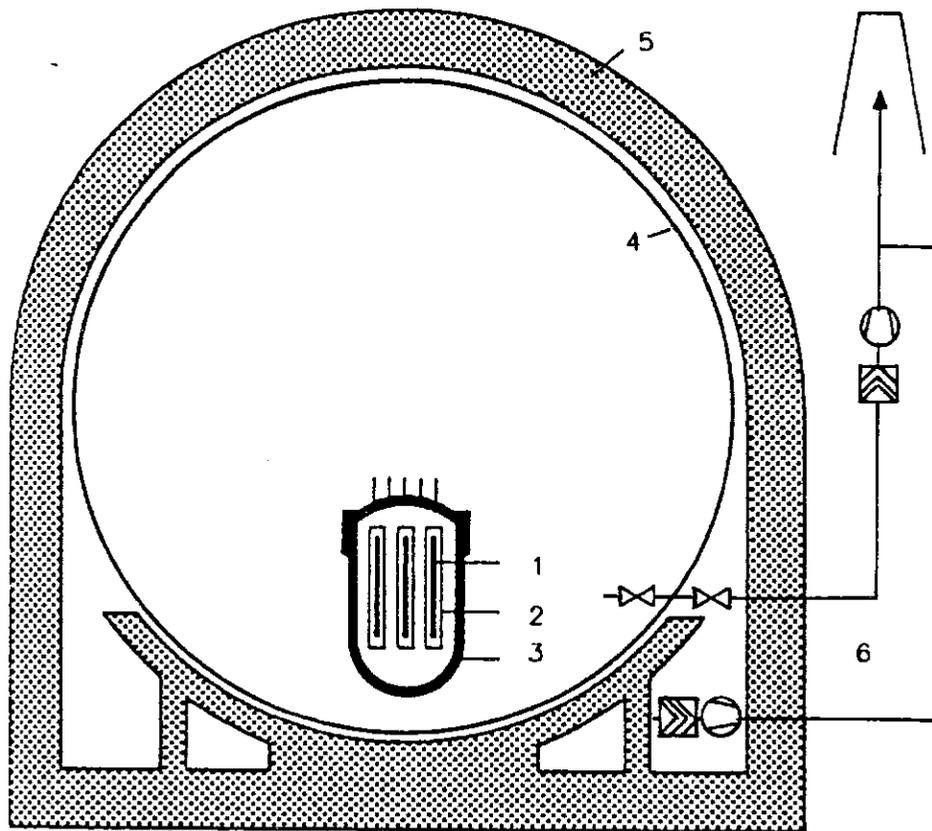
Kernkraftwerk Stendal C/D

Grundsätze und Maßnahmen zur Reaktorsicherheit

SIEMENS Energieerzeugung KWU

Abb.: 2.2.1/6

DWR 1300 08.90

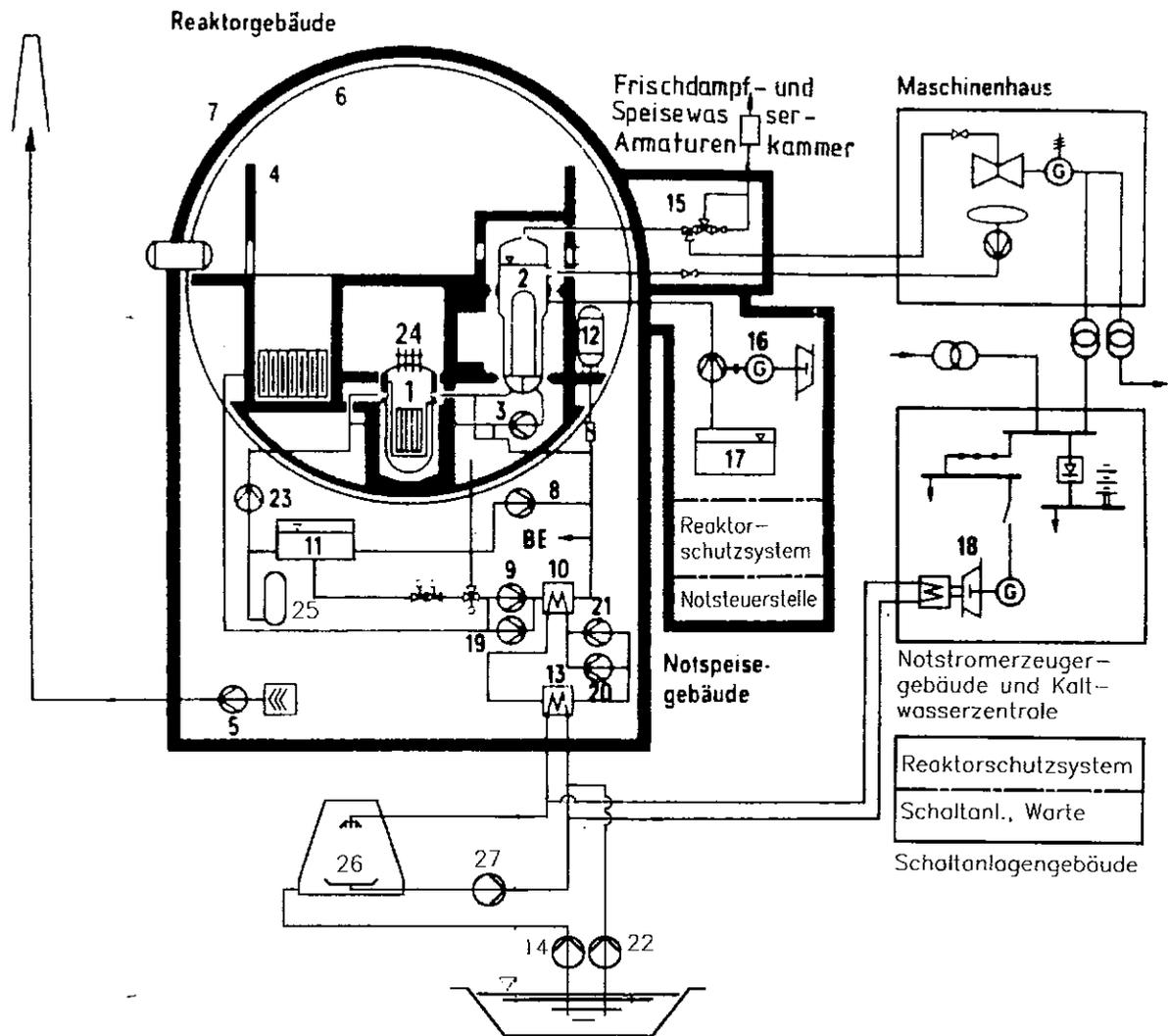


- 1 Kristallgitter des Brennstoffs
- 2 Brennstabhüllrohr
- 3 Reaktorkühlkreislauf
- 4 Sicherheitsbehälter
- 5 Stahlbetonhülle
- 6 Unterdruckhaltung (gefüllerte Absaugung)

Kernkraftwerk Stendal C/D	
Aktivitätsbarrieren beim Druckwasserreaktor – Schema –	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.2.1/7	DWR 1300 08.90

Auslegung gegen	Prinzip	Bedeutung/Beispiel
Einzelfehler (A)	Redundanz	Aufbau des Systems in mehreren gleichartige Stränge mit mehr als 100 % Gesamtkapazität (Nachkühlsystem: 4x50 %)
Fehler mit gemeinsamer Ursache (B)	Diversität	Anwendung unterschiedlicher Wirkungsmechanismen bzw. Gerätekonstruktionen (Anregekriterien für die Reaktorschnellabschaltung)
Übergreifender Fehler (C)	räumlicher Schutz	getrennte Aufstellung redundanter Stränge
	baulicher Schutz	Reaktorgebäude, Auslegung gegen Flugzeugabsturz
A, B, C und Ausfall Hilfsenergie	Fail - Safe	Systemfehler wirken eindeutig sicherheitsgerichtet (Schnellabschaltsystem)
Menschliches Versagen	Automatisierung	Reaktorschutzsystem

Kernkraftwerk Stendal C/D	
Auslegungsgrundsätze für Sicherheitseinrichtungen	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.2.1/8	DWR 1300 08.90



- | | |
|-----------------------------------|--------------------------------------|
| 1. Reaktordruckbehälter | 15. Frischdampf-Abblasestation |
| 2. Dampferzeuger | 16. Notspeiseaggregat |
| 3. Hauptkühlmittelpumpe | 17. Deionatbehälter |
| 4. Schutzzyylinder | 18. Notstromdiesel |
| 5. Ringraumabsaugung | 19. Beckenkühlpumpe |
| 6. Sicherheitsbehälter | 20. Zwischenkühlpumpen |
| 7. Stahlbetonhülle | 21. Notzwischenkühlpumpe |
| 8. Sicherheitseinspeisepumpe (HD) | 22. Notnebenkühlwasserpumpe |
| 9. Nachkühlpumpe (ND) | 23. Zusatzborierpumpe |
| 10. Nachwärmekühler | 24. Schnellabschaltsystem |
| 11. Borwasserlutbecken | 25. Borierbehälter |
| 12. Druckspeicher | 26. Zellenkühler für Nebenkühlwasser |
| 13. Nuklearer Zwischenkühler | 27. Ges. Nebenkühlwasserpumpe |
| 14. Notzusatzwasserpumpe | |

Kernkraftwerk Stendal C/D	
Sicherheitseinrichtungen - Schema -	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.2.1/9	DWR 1300 08.90

2.2.2 Schutz gegen Einwirkungen von außen (EVA)

(Tab. 2.2.2/1)

2.2.2.1 Allgemeines

In der Bundesrepublik Deutschland werden Kernkraftwerke entsprechend den Forderungen der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke und der Störfall-Leitlinien auf der Grundlage von BMI-Richtlinien, RSK-Leitlinien und KTA-Regeln gegen Einwirkungen von außen geschützt.

Als Auslegungsstörfälle sind gemäß Störfall-Leitlinien zu berücksichtigen

- Erdbeben
- Brand in der Umgebung
- Hochwasser
- Blitzschlag
- Sonstige naturbedingte Einwirkungen von außen.

Darüber hinaus werden Maßnahmen zur Risikominimierung gegen folgende seltene Einwirkungen von außen getroffen

- Flugzeugabsturz
- Druckwellen aus chemischen Reaktionen
- Einwirkungen gefährlicher Stoffe
- Einwirkungen von Mehrblockanlagen.

Die Maßnahmen zur Risikominimierung bei seltenen Einwirkungen von außen werden im Zusammenhang mit anderen zur Risikominimierung betrachteten Ereignissen in Kapitel 8 behandelt.

Schließlich wird auch der erforderliche Schutz gegen Ereignisse infolge Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter vorgesehen. Diese bestehen in besonderen administrativen, organisatorischen, baulichen und systemtechnischen Maßnahmen, deren detaillierte Darstellung entsprechend der Natur der Sache gemäß § 3 Abs. (2) der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung einer vom Sicherheitsbericht getrennten Unterlage vorbehalten ist.

Zusammen definieren die zu berücksichtigenden Einwirkungen von außen nach Art und Größe eine Einhüllende der Anforderungen an die Schutzmaßnahmen, die das Konzept des Schutzes gegen Einwirkungen von außen bestimmt. Dieses besteht aus einer aufeinander abgestimmten Kombination von baulichen, anlagentechnischen und administrativen Schutzmaßnahmen, die den sicherheitstechnischen Anforderungen des Kernkraftwerkes Rechnung tragen, ohne die betrieblichen Belange unzumutbar zu beeinträchtigen.

2.2.2.2 Sicherzustellende Funktionen

Die Schutzziele der Reaktorsicherheit

- Abschaltung des Reaktors und langfristige Unterkritikalität
- Nachwärmeabfuhr
- Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung

gelten auch für Einwirkungen von außen. Um sie einzuhalten, müssen ausgewählte technische Funktionen sichergestellt werden. Diese hängen von den charakteristischen Auswirkungen der jeweils betrachteten Einwirkung und ferner davon ab, ob diese Einwirkung als Auslegungstörfall zu beherrschen oder nur zum Zwecke der Minimierung des Restrisikos zu betrachten ist.

Einwirkungen von außen müssen nicht zwangsläufig den bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage beeinträchtigen. Dies gilt z. B. dann, wenn im konkreten Fall einer Einwirkung von außen wichtige Anlagenteile nicht betroffen sind. Das gleiche gilt für Einwirkungen von außen, die durch die Auslegung soweit abgedeckt sind, daß die Anlage bei einer derartigen Einwirkung ohne Unterbrechung weiterbetrieben oder zumindest nach den Prozeduren des bestimmungsgemäßen Betriebes abgefahren werden kann.

In diesem Sinne abgedeckt sind die gemäß Störfall-Leitlinien als Auslegungstörfälle der Kategorie VO zu berücksichtigenden Einwirkungen durch Brand in der Umgebung, Hochwasser, Blitzschlag und sonstige am Standort zu betrachtende naturbedingte Einwirkungen von außen. Das gleiche gilt für die gemäß Störfall-Leitlinien zum Zwecke der Risikominimierung zu betrachtenden Einwirkungen gefährlicher Stoffe und Einwirkungen von Mehrblockanlagen.

Das Potential einer Störung des bestimmungsgemäßen Betriebes haben von den zu berücksichtigenden Einwirkungen von außen demnach nur Erdbeben, Flugzeugabsturz und Druckwellen aus chemischen Reaktionen, deren charakteristische Auswirkungen sich prinzipiell wie folgt unterscheiden:

- Das Erdbeben ist ein großflächiges Ereignis, dessen Auswirkungen alle Anlagenteile des Kraftwerks gleichzeitig erfassen.

- Druckwellen aus chem. Reaktionen und dadurch hervorgerufene Erschütterungen sind großräumige Einwirkungen, die ebenfalls alle Anlagenteile des Kernkraftwerks gleichzeitig erfassen.
- Der Flugzeugabsturz und dadurch hervorgerufene Erschütterungen, die Wirkung von Wrackteilen, Treibstoffbrand und Rauchgasen stellen eine örtlich begrenzte Einwirkung dar, die auf einzelne Gebäude des Kraftwerks beschränkt ist.

Das Erdbeben ist gemäß Störfall-Leitlinien, Ziffer I.7 als Auslegungsstörfall im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV zu beherrschen. Flugzeugabsturz und Druckwellen aus chemischen Reaktionen können dagegen bereits wegen der geringen Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse dem Restrisikobereich zugeordnet werden, in dem die Dosisgrenzwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV keine Anwendung mehr finden, so daß bei diesen Ereignissen a priori nicht alle für die Beherrschung der Auslegungsstörfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV erforderlichen Funktionen sichergestellt werden müssen.

Aus den übergeordneten Schutzzielen, den charakteristischen Auswirkungen der Ereignisse und ihrer Einstufung in den Auslegungs- bzw. Restrisikobereich leiten sich folgende Anforderungen an die sicherzustellenden Funktionen ab:

- Zu betrachtende Ausgangszustände

Der Eintritt der genannten Einwirkungen von außen wird während des Normalbetriebes unterstellt (Leistungsbetrieb und Brennelementwechsel). Spezielle kurzzeitige Anlagenzustände werden wegen sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit der sich ergebenden Ereigniskombination nicht mit den genannten Einwirkungen von außen überlagert.

- Ereignisbedingte Systemausfälle

Für die Auslegung der Anlage wird unterstellt, daß nach Eintritt der genannten Einwirkungen von außen alle Systeme und Komponenten im gegen die jeweilige Einwirkung ungeschützten Bereich versagen bzw. nicht verfügbar sind. Von den durch räumliche Trennung gegen Flugzeugabsturz geschützten redundanten Anlagenteilen kann nur eine Redundanz durch direkten Treffer beschädigt werden.

- Auslösekriterien

Zur Auslösung der nach EVA benötigten Systeme sind keine besonderen „Zerstörungssignale“ erforderlich, sondern es werden die vorhandenen Grenzwerte der Sicherheits-Leittechnik verwendet. Der hierfür benötigte Teil des Reaktorschutzsystems ist in dem gegen alle EVA geschützten Notspeisegebäude untergebracht. Durch Entkopplungsmaßnahmen werden Rückwirkungen aus dem ungesicherten Bereich der Leittechnik verhindert.

- Redundanzgrad

Die Redundanzanforderungen werden entsprechend den „Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke - Einzelfehlerkonzept - Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums“, Stand 2.3.1984 festgelegt.

Erdbeben:

Da das Erdbeben gemäß Störfall-Leitlinien als Auslegungsstörfall im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV zu beherrschen ist, werden das gleichzeitige Auftreten eines Einzelfehlers und ein gleichzeitiger Instandsetzungsfall unterstellt. Dies ergibt die Redundanzforderung $n + 2$ (n = Anzahl der für die Ausführung einer Sicherheitsfunktion mindestens benötigten Redundanten).

Flugzeugabsturz und Druckwellen aus chemischen Reaktionen:

Flugzeugabsturz und Druckwellen aus chemischen Reaktionen sind gemäß Störfall-Leitlinien keine Auslegungsstörfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV. Maßnahmen bei diesen Ereignissen dienen der Minimierung der Restrisikos. Dabei wird das gleichzeitige Auftreten eines Einzelfehlers und auch ein gleichzeitiger Instandsetzungsfall nicht postuliert, d. h. geforderter Redundanzgrad $n + 0$.

- Notstromversorgung

Als Folge der genannten Einwirkungen von außen wird der Eintritt des Notstromfalles (Ausfall der Eigenbedarfsversorgung) unterstellt. Bei Flugzeugabsturz und Druckwellen aus chemischen Reaktionen wird zusätzlich der Ausfall des Notstromnetzes 1 unterstellt. Die Funktionsfähigkeit der für die Beherr-

sicherung der genannten Einwirkungen von außen erforderlichen Anteile der Notstromversorgung wird sichergestellt.

- Abschaltung des Reaktors

Eine Störung als Folge einer äußeren Einwirkung hat im allgemeinen das Ansprechen eines Grenzwertes zur Folge (z. B. nach dem Ausbleiben der Speisewasserversorgung: Ansprechen des Grenzwertes „Wasserstand im Dampferzeuger zu niedrig“), der zur Schnellabschaltung führt. Diese ist auch dann sichergestellt, wenn infolge der Einwirkung die Stromversorgung ausgefallen ist, da die Steuerelemente bei jeder Stromunterbrechung ihrer elektromagnetischen Haltespulen infolge Schwerkraft in den Reaktorkern einfallen und ihn abschalten. Der Reaktor befindet sich dann im Zustand „heiß, unterkritisch“.

- Langfristige Unterkritikalität

Zur Sicherstellung langfristiger Unterkritikalität ist es notwendig, daß ein Absorber zur Kompensation des Reaktivitätsgewinns infolge des negativen Temperaturkoeffizienten beim Abkühlen des Reaktorkühlsystems und des Zerfalls der Xenon-Gleichgewichtskonzentration eingespeist wird. Zu diesem Zweck ist ein Zusatzboriersystem vorhanden, welches in dem gegen Einwirkungen von außen geschützten Ringraum des Reaktorgebäudes angeordnet ist.

- Nachwärmeabfuhr

Bei Eintritt der genannten Einwirkungen von außen während des Leistungsbetriebes soll die Nachwärmeabfuhr einschließlich des Abfahrens der Anlage auf die Übernahmbedingungen für die primärseitige Nachkühlung durch Wärmetransport per Naturumlauf aus dem Reaktorkern zu den Dampferzeugern und weiter durch Einspeisen von Deionat aus dem Notspeisegebäude auf die Sekundärseite der Dampferzeuger und Abblasen von Dampf in die Atmosphäre als Wärmesenke möglich sein.

Zur Aufrechterhaltung des Naturumlaufts im Reaktorkühlsystem muß dieses immer ausreichend mit Wasser gefüllt sein. Dies setzt voraus, daß das Reaktorkühlsystem bei den genannten Einwirkungen von außen im erforderlichen Umfang unbeschädigt bleibt, d. h. daß keine Lecks bzw. Brüche auftreten, was durch entsprechende Auslegung und Anordnung des Reaktorkühlsystems in

dem gegen Einwirkungen von außen geschützten Reaktorgebäude sichergestellt ist. Um den Austritt von Kühlmittel in angeschlossene Systeme zu verhindern, wird bei Erreichen von Grenzwerten das RKS abgesperrt (Primärkreisabschluß). Einspeiseleitungen werden vorzugsweise durch Rückschlagarmaturen, wegführende durch Armaturen mit Antrieben automatisch geschlossen. Um dann noch auftretende Undichtigkeiten aus Wellendichtungen und Armaturenleckagen sowie die Volumenkontraktion des Kühlmittels beim Abkühlen des Reaktorkühlsystems ausgleichen zu können, sind die Zusatzbohierpumpen so ausgelegt, daß sie außer der Volumenkontraktion auch die betrieblichen Leckagen ergänzen können.

Um die Nachwärmeabfuhr durch Abblasen von Dampf in die Atmosphäre unter definierten thermodynamischen Randbedingungen durchführen zu können, wird ähnlich dem Primärkreisabschluß ein Sekundärkreisabschluß ausgelöst.

Für die langfristige Nachwärmeabfuhr und für die Nachwärmeabfuhr bei einem unterstellten Eintritt der genannten Einwirkungen von außen während des Brennelementwechsels gilt folgendes Konzept.

Erdbeben:

Da das Erdbeben gemäß Störfall-Leitlinie als Auslegungstörfall beherrscht werden muß, werden alle für die Nachwärmeabfuhr nach Störfällen benötigten Einrichtungen gegen Erdbeben ausgelegt und sind nach Erdbeben verfügbar.

Flugzeugabsturz und Druckwellen aus chemischen Reaktionen:

Nach diesen Einwirkungen von außen stehen für die Nachwärmeabfuhr die Einrichtungen der Notnachkühlketten zur Verfügung, die gegen die Auswirkungen dieser Ereignisse durch räumliche Trennung bzw. bauliche Auslegung geschützt werden (vgl. Kap. 8).

- Autarkie

Nach Flugzeugabsturz und Druckwelle aus chemischen Reaktionen wird die Funktionsunfähigkeit der Warte unterstellt. Deshalb werden die erforderlichen Maßnahmen zur Abschaltung und Nachwärmeabfuhr durch Abblasen von Dampf in die Atmosphäre automatisch ausgelöst. Die für die Sicherstel-

lung der Nachwärmeabfuhr in der oben beschriebenen Weise erforderlichen Vorräte an Deionat für einen Zeitraum von 10 Stunden und der zum Betrieb der Antriebsdiesel strangweise nutzbare Kraftstoffvorrat für mindestens 24 Stunden ist im Notspeisegebäude untergebracht, so daß der Reaktor nach Flugzeugabsturz oder Druckwellen aus chem. Reaktionen mindestens 10 Stunden unabhängig von Bedienung und Versorgung im „heißen unterkritischen“ Zustand verbleiben kann. Das (schon vor Ablauf der 10 h mögliche) Abfahren der Anlage und das Einschalten der primärseitigen Not-Nachkühlung erfolgen durch Handsteuermaßnahmen.

- Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung

Erdbeben:

Das Erdbeben ist gemäß Störfall-Leitlinien als Auslegungstörfall im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV zu beherrschen. Alle für die Einhaltung der Dosisgrenzwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV benötigten Einrichtungen werden deshalb gegen Erdbeben ausgelegt.

Flugzeugabsturz und Druckwelle aus chemischen Reaktionen:

Flugzeugabsturz und Druckwelle aus chemischen Reaktionen sind keine Auslegungstörfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV. Auf diese Ereignisse finden somit die Grenzwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV keine Anwendung. Die bei diesen Ereignissen getroffenen Maßnahmen zur Minimierung des Restrisikos beinhalten jedoch auch eine Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung (vgl. Kap. 8).

- baulicher Schutz

Aus der Sicherstellung der vorstehend genannten Funktionen leiten sich Forderungen an den Schutzzumfang der Gebäude ab. Diese sind in Tab. 2.2.2/1 zusammengestellt.

2.2.2.3 Erdbeben

Die KTA-Regel 2201, Teil 1: Grundsätze, definiert für die Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen ein „Bemessungserdbeben“. Dies ist das Erdbeben mit der größten Intensität, die unter Berücksichtigung einer größeren Umgebung des Standorts (bis etwa 200 km) nach wissenschaftlichen Erkenntnissen erwartet werden kann. (Die Intensität eines Erdbebens ist ein Maß für seine Auswirkungen auf den Menschen, auf Bauwerke und auf die Erdoberfläche; sie wird nach der Medvedev-Sponheuer-Karnik-Skala (MSK 1964) angegeben. Die Festsetzung des „Bemessungserdbebens“ erfolgt im Rahmen einer seismologischen Begutachtung. Dabei werden auch die zur Auslegung notwendigen ingenieurseismischen Kenndaten, wie z. B. zu erwartende Maximalbeschleunigung, Dauer der Erschütterungen, Antwortspektren u. a., unter Berücksichtigung der lokalen geologischen Verhältnisse angegeben.

2.2.2.3.1 Klassifizierung der Anlagenteile

Unter Berücksichtigung der Sicherheitsaspekte der Gesamtanlage und der dazu sicherzustellenden Funktionen werden in der KTA-Regel 2201, Teil 1, für die Anlagenteile folgende Erdbebenklassen definiert:

Klasse I: Anlagenteile,

- die erforderlich sind, um den Reaktor sicher abzuschalten, im abgeschalteten Zustand zu halten und die Nachwärme abzuführen,
- deren Beschädigung oder Versagen einen Schaden mit unzulässiger Freisetzung radioaktiver Stoffe verursachen oder veranlassen,
- die eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung verhüten sollen,

sowie alle diese Anlagenteile stützenden oder verbindenden Tragwerke.

Klasse II: Alle sonstigen Anlagenteile des Kernkraftwerks.

Unter dem Begriff Anlagenteile werden auch Bauwerke verstanden.

2.2.2.3.2 Lasten

Für die Auslegung der Anlagenteile in Verbindung mit Erdbebenlasten werden folgende Lasten berücksichtigt:

- Gebrauchslasten, wie z. B. Eigengewicht, ständige Last, Verkehrslast, Betriebslasten (unter Berücksichtigung von Betriebszuständen wie z. B. Schnellabschaltung, Brennelementwechsel), Schneelast, Windlast, Erddruck, Wasserdruck, Brems- und Anfahrkräfte.
- Reaktionen aus Zwang im Gebrauchszustand, wie z. B. Kräfte und Momente aus Temperatur, Kriechen, Schwinden und Auflagerverschiebungen.
- Reaktionen aus Erdbeben sowie der hieraus resultierenden Folgewirkungen.
- Äußere Lasten, hervorgerufen durch Schäden an nicht erdbebensicher ausgelegten Anlagenteilen, wie z. B. Berstdruckwellen infolge Behälterversagen, Druckaufbau, Druckdifferenzen, Strahlkräfte, Temperatur, Projektile, Trümmerlasten. Äußere Lasten infolge von Schäden an nicht erdbebensicher ausgelegten Anlagenteilen von Nachbarblöcken sind aufgrund des Abstands der Blöcke untereinander geringer als die entsprechenden Lasten mit Ursprung im jeweils betrachteten Block und damit nicht auslegungsbestimmend.

Bei der Kombination dieser Lasten und Reaktionen wird untersucht, inwieweit ein gleichzeitiges Eintreten oder ein zeitliches Nacheinander der Lastarten in Betracht zu ziehen ist. Darüber hinaus werden Kombinationen von Lasten aus Erdbeben und erdbebenbedingten Störfall- und Störfallfolgelasten berücksichtigt. Dies gilt insbesondere für die Überlagerung der Erdbebenlasten mit der Berstdruckwelle infolge eines Versagens von nicht gegen Erdbeben ausgelegten Behältern mit großem Energieinhalt im Maschinenhaus entsprechend Störfall-Leitlinie, Ziffer I.7 (Speisewasserbehälter, Wasserabscheider-Zwischenüberhitzer, Hochdruckvorwärmer).

2.2.2.3.3 Auslegung

Anlagenteile der Klasse I:

Alle Anlagenteile der Klasse I werden nach KTA-Regel 2201 so ausgelegt, daß sie beim Bemessungserdbeben ihre sicherheitstechnische Aufgabenstellung erfüllen können. Dies gilt für den Primärkreislauf, die für die Nachwärmeabfuhr erforderlichen Systeme, die Notstromversorgung, die Sicherheits-Leittechnik und die Schaltanlagen sowie die Gebäude entsprechend Tab. 2.2.2/1, in denen diese Systeme angeordnet sind.

Der Nachweis der Erdbebensicherheit der Klasse I-Anlagenteile wird auf der Grundlage folgender Regeln geführt

- KTA 2201, Teil 3: Auslegung der baulichen Anlagen
- KTA 2201, Teil 4: Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile.

Zusätzlich wird das Reaktorhilfsanlagengebäude entsprechend Störfall-Leitlinien Ziffer I.7 gemäß KTA 2201.1 wie ein Klasse I-Gebäude ausgelegt, obwohl es nur betriebliche Hilfssysteme, die zur Störfallbeherrschung nicht benötigt werden, und niederenergetische aktivitätsführende Systeme mit sehr geringem Aktivitätsinventar enthält, bei deren Beschädigung eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe mit der Folge einer Überschreitung der Dosisgrenzwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV nicht zu erwarten wäre. Aufgrund dieser Auslegung bleiben bei Erdbeben die Brandabschnitte im Gebäude erhalten. Das Gebäude erhält erdbebenfeste Gebäudeabschlußklappen. Für die aktivitätsführenden Behälter der Klasse II-Systeme in diesem Gebäude wird entsprechend Störfall-Leitlinien Ziffer I.7 ein Integritätsnachweis nach vereinfachten Verfahren geführt.

Anlagenteile der Klasse II:

Für Anlagenteile der Klasse II wird nachgewiesen, daß durch die an ihnen möglicherweise entstehenden Wirkungen und Schäden keine Anlagenteile der Klasse I

in der Erfüllung ihrer sicherheitstechnischen Aufgabe beeinträchtigt werden können. Dabei werden folgende potentiell mögliche Wirkungen betrachtet:

- mechanische Folgewirkungen, z. B. durch Standsicherheitsverlust oder Reaktionskräfte bei Versagen von Klasse II-Komponenten
- Überflutung, z. B. durch Integritätsverlust von Klasse II-Komponenten
- Freisetzungen von Radioaktivität (wenn die Zugänglichkeit gewährleistet sein muß) oder gefährlichen Stoffen (explosible Gase) aus nicht gegen Erdbeben ausgelegten betrieblichen Systemen
- Folgebrandentstehung (ist durch die Bauart des Gebäudes sowie räumliche Anordnung der Brandlasten und Zündquellen zu verhindern)

2.2.2.3.4 Verhalten der Anlage bei Erdbeben

Weltweite Auswertungen von real aufgetretenen Erdbeben mit höheren Intensitäten als sie am Standort zu erwarten sind, zeigen, daß an Bauwerken und deren Einrichtungen auch dann nicht mit Schäden zu rechnen ist, wenn sie nicht explizit gegen Erdbeben ausgelegt sind. Deshalb kann mit hoher Wahrscheinlichkeit erwartet werden, daß beim Auftreten eines Bemessungserdbebens der bestimmungsgemäße Betrieb der Anlage nicht beeinträchtigt wird, bzw. die Anlage ggf. betrieblich abgefahren werden kann. Unterstellt man gleichwohl, wie bei der vorstehenden Ableitung der sicherzustellenden Funktionen angenommen, daß nach Erdbeben alle Systeme und Komponenten im nicht explizit gegen Erdbeben ausgelegten Bereich unverfügbar sind, würde sich folgendes Verhalten der Anlage ergeben:

Aufgrund der unterstellten Störungen werden Reaktorschnellabschaltung, Primärkreisabschluß und Sekundärkreisabschluß ausgelöst und die Nachwärmeabfuhr im Zustand der Reaktoranlage „heiß, unterkritisch“ durch sekundärseitiges Bespeisen der Dampferzeuger und Abblasen von Dampf in die Atmosphäre als Wärmesenke automatisch eingeleitet. Durch Handmaßnahmen kann die Anlage in dieser Nachwärmeabfuhrkonfiguration auf die Übernahmebedingungen der primärseitigen Nachkühlung abgefahren werden. Da Erdbeben als Auslegungstörfall zu beherrschen ist, ist die zur Störfallbeherrschung vorgesehene Nach-

kühlkette verfügbar, d. h. langfristig kann die Nachwärme über Nachkühlsystem, nukleares Zwischenkühlsystem und Nebenkühlwassersystem für gesicherte Anlage an die Umgebung abgeführt werden.

Störfallbedingt erhöhte Aktivitätsfreisetzungen aus dem Reaktorkühlsystem treten nicht auf, da infolge der Erdbebenauslegung keine Lecks oder Brüche am Reaktorkühlsystem auftreten und auch die Integrität des Sicherheitsbehälters und die Funktionsfähigkeit der aktiven Systeme des Sicherheitseinschlusses (Gebäudeabschluß) gewährleistet ist.

Als radiologisch repräsentativer Auslegungstörfall wird entsprechend Störfall-Leitlinien Ziffer I.7 das Versagen des Behälters im Reaktorhilfsanlagegebäude unterstellt, der alle anderen Behälter in radiologischer Hinsicht repräsentiert (vgl. Kap. 5).

2.2.2.4 Brand in der Umgebung

Durch eine entsprechende Anordnung der sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke des Kernkraftwerkes untereinander und Einhalten eines ausreichenden Abstandes zum Kraftwerkszaun und zu den Nachbarblöcken ist sichergestellt, daß keine direkten Brandeinwirkungen aus Bränden in der Umgebung auf Anlagenteile des Kernkraftwerkes möglich sind. Im Zusammenhang mit dem als Option vorgesehenen Antransport von Dieselmotortreibstoff für die Notstrom- und Notspesiediesel mittels Tankwagen muß ein Auslegungstörfall „Brand in der Umgebung“ ebenfalls nicht betrachtet werden. Es handelt sich dabei um seltene vorausplanbare Betriebsvorgänge, bei denen infolge der Planbarkeit die üblichen administrativen Sicherungsmaßnahmen getroffen werden können (Festlegung der Fahrtroute, Vermeidung von Zündquellen, Feuerwehr in Bereitschaft). Hinzu kommt, daß die zur Betriebsstoffergänzung antransportierten Mengen nicht grösser sind als die am Bestimmungsort gelagerten.

Über die zum Schutz gegen Treibstoffbrand nach Flugzeugabsturz bzw. die zum Schutz gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen und explosionsfähige Gase getroffenen Maßnahmen hinaus sind deshalb keine Maßnahmen gegen Brände in der Umgebung erforderlich.

2.2.2.5 Hochwasser

Für den Standort wurde eine Analyse der maximal zu erwartenden Hochwasserstände durchgeführt. Daraus ergibt sich für das 104-jährige Hochwasser ein Maximalpegel von 32,56 m HN. Die Höhenkote im unmittelbaren Bereich der Kühlwasserentnahme- und -einleitungsanlagen beträgt für die Oberkante 33,00 m HN. Damit bleibt ein Freibord von ca. 0,5 m beim 104-jährigen Hochwasser erhalten.

Für den offenen Auslaufkanal ist beim Eintritt des 104-jährigen Hochwassers ein Überstauen zulässig. Die Ableitung der Kühl- und Abwässer ist dabei gesichert.

Die Haupt-, Hilfs- und Nebenanlagen auf dem Standort liegen auf der Kote 37,3 m HN und damit ca. 4 m über dem maximalen Hochwasserpegel.

Alle Eingänge zu den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden liegen über der Höhenkote 32,56 m HN. Unterhalb dieser Höhenkote ist ein Schutz gegen drückendes Wasser vorgesehen. Rohrleitungsdurchführungen unterhalb der maximal zu erwartenden Hochwasser-Höhenkote sind entsprechend abgedichtet.

Die Rechen der Einlaufbauwerke sind so ausgelegt, daß bei der beim 104-jährigen Hochwasser zu unterstellenden Treibgutbeladung der erforderliche Strömungsquerschnitt für die Notzusatzwasserversorgung der vier am Standort vorhandenen Blöcke freibleibt.

2.2.2.6 Blitzeinwirkungen (Blitzschutz)

Zum Schutz gegen Blitzschlag sind alle Gebäude des Kraftwerkes mit einer Blitzschutzanlage ausgerüstet. Sie hat, neben dem Auffangen und Ableiten des Blitzstroms in die Erde, die Aufgabe, die elektrischen Einrichtungen gegen unzulässige Beeinträchtigungen durch Blitzeinwirkung zu schützen.

Die Blitzschutzanlage unterteilt sich in Maßnahmen des äußeren und des inneren Blitzschutzes.

Gemäß VDE 0185 sind Einrichtungen des äußeren Blitzschutzes die folgenden Anlagenteile: Fangeinrichtungen, Ableitungen sowie Erder bzw. Verbindungen zur gemeinsamen Kraftwerkerdungsanlage. Gebäude mit leittechnischen Einrichtungen werden zusätzlich zur Bewehrung mit Rundstählen nach Art eines Faraday'schen Käfigs versehen, die miteinander verschweißt und mit der Erdungsanlage verbunden sind oder es wird die metallische Fassade in die Blitzschutzanlage einbezogen.

Maßnahmen des inneren Blitzschutzes sind der Potentialausgleich, die Schirmbehandlung und Überspannungsschutzeinrichtungen.

2.2.2.7 Wind, Eis, Schnee und andere standortabhängig zu unterstellende Einwirkungen von außen

Die am Standort Stendal zu unterstellenden Auswirkungen meteorologisch-klimatischer Phänomene wie Wind, Eisbildung (insbesondere im Vorfluter) und Schnee werden im Rahmen der Auslegung berücksichtigt, so daß sie zu keinen Störungen des bestimmungsgemäßen Betriebes führen bzw. die Anlage dabei nach den Prozeduren des bestimmungsgemäßen Betriebes abgefahren werden kann. Extreme am Standort nicht zu unterstellende Auswirkungen dieser Ereignisse würden darüber hinaus durch die gegen andere Einwirkungen von außen wie z. B. Flugzeugabsturz und Druckwellen aus chemischen Reaktionen getroffenen Maßnahmen beherrscht.

Weitere naturbedingte Einwirkungen sind am Standort nicht zu unterstellen.

Tabelle 2.2.2/1

Schutz von Kraftwerksgebäuden gegen Einwirkungen von außen

Die nachstehend genannten Gebäude sind entsprechend ihrer Aufgabe wie folgt gegen Einwirkungen von außen geschützt:

Gebäude/Bauwerk		Erdbeben	Explosionsdruckwelle ^M	Flugzeugabsturz ^M	Ansaugen explosibler Gase ^M (äußere Gaswolke)	Hochwasser
Schaltanlagegebäude	UBA	X	-	-	-	X
Notstromerzeugergebäude und Kaltwasserzentrale	UBP	X	-	-	-	X
Kabelbrücken Schaltanlagegebäude/Reaktorgebäude	UBY	X	-	-	-	X
Kabel- und Rohrkanal UBA/UBP	UBZ	X	-	-	-	X
Reaktorgebäude Innenraum (Sicherheitsbehälter)	UJA	X	X	X	X ¹⁾	X
Reaktorgebäude Ringraum	UJB	X	X	X	X ¹⁾	X
FD- und Speisewasser-Armaturenkammer	UJE	X	X	X	X	X
Materialschleusenumbauung	UJF	X	X ²⁾	X ²⁾	X ²⁾	X
Reaktorhilfsanlagegebäude	UKA	X ⁴⁾	-	X ³⁾	X ¹⁾	X
Fortluftkamin	UKH	X ⁶⁾	-	-	-	X
Notspeisegebäude	ULB	X	X	X	X	X
Rohr- und Kabelkanäle ULB/UJB	ULZ	X	X ^Ü	X	X	X
Nebenkühlwasser-Entnahmebauwerke	UPD	X	X ⁸⁾	X ^R		X
Kühlwasserentnahmebauwerk	UPC	- ⁷⁾	- ⁷⁾	X ^{R7)}	-	X
Nebenkühlwasser-Zulaufkanäle	UPP	X	X ^Ü	X ^R	-	X
Nebenkühlwasser-Pumpenbauwerke	UQB	X	X	X ^R	X	X
Nebenkühlwasserleitungssystem für gesicherte Anlage	PEB	X	X ^Ü	X ^{RÜ5)}	-	X
Nebenkühlwasser-Kühlturmbauwerke	URB	X	-	-	-	X
Nebenkühlwasser-Kühlturm-Pumpenbauwerk	URE	X	-	-	-	X
Feuerlöschpumpenstation	USG	X	-	-	-	X

Erläuterungen

X = berücksichtigt

- = nicht berücksichtigt

M = berücksichtigt zur Minimierung des Risikos, vgl. Kap. 8

Ü = Sicherung durch Erd- bzw. Betonüberdeckung

R = Sicherung durch räumliche Trennung

1) = Lüftungsabschluß der gemeinsamen Zuluft- und Fortluftanlage im UKA (Umluftbetrieb)

2) = in geschlossenem Zustand

3) = baulicher Schutz gegen Penetration und Eindringen von Treibstoff

4) = Auslegung wie Klasse I-Bauwerk gemäß KTA 2201.1

5) = Notnebenkühlwasser

6) = Vermeidung von Kaminrümern

7) = Bei Bauwerksschäden infolge EVA bleibt der erforderlicher Notzusatzwasserdurchsatz gesichert

8) = Nur Tiefbau ohne Überbau

2.2.3 Schutz gegen anlageninterne Ereignisse

2.2.3.1 Allgemeines

Wie vorstehend in Abschnitt 2.2.1.3 dargestellt, werden auf der 2. und 3. Sicherheitsebene verschiedene Betriebsstörungen und Störfälle analysiert und der Auslegung der Anlage zugrunde gelegt. Darüber hinaus werden auf der 4. Sicherheitsebene Maßnahmen zur Risikominimierung bei auslegungsüberschreitenden anlageninternen Ereignissen getroffen.

Die als Auslegungsstörfälle zu berücksichtigenden anlageninternen Ereignisse sind in den Störfall-Leitlinien zusammengestellt.

Als Störfälle, gegen die anlagentechnische Schadensvorsorge getroffen werden muß und die bezüglich ihrer radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung relevant sind, sind im Hinblick auf die Nachweisziele RA, AS und SI (zur Definition vergleiche Abschnitt 2.2.1.3, 2. Sicherheitsgrundsatz: Störfallbeherrschung) folgende Störfallgruppen zu betrachten:

- Kühlmittelverlust aus dem Primärkreislauf innerhalb des Sicherheitsbehälters
- Schäden an Dampferzeugerheizrohren
- Kühlmittelverlust aus dem Sekundärkreislauf
- Primärkühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters im Ringraum
- Störungen in Hilfs- und Nebenanlagen mit radiologischen Auswirkungen
- Störungen und Störfälle bei der Brennelement-Handhabung.

Als Störfälle, gegen die anlagentechnische Schadensvorsorge getroffen werden muß, und die aufgrund der getroffenen Vorsorge bezüglich ihrer radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung nicht relevant sind, sind bezüglich der Nachweisziele AS und VO (zur Definition vgl. Abschn. 2.2.1.3, 2. Sicherheitsgrundsatz: Störfallbeherrschung) folgende Störfallgruppen zu betrachten:

- Reaktivitätsstörfälle
- Ausfall der Eigenbedarfsversorgung
- Leckagen im Not- und Nachkühlsystem
- Kühlmittelverlust aus dem Sekundärkreislauf mit Leckagen aus dem Primärkreislauf

- Anlageninterne Überflutungen
- Störfälle bei der Brennelementhandhabung und Lagerung
- anlageninterne Brände und Explosionen
- Versagen von Großkomponenten.

Zum Zwecke der Risikominimierung werden folgende auslegungsüberschreitende anlageninterne Ereignisse betrachtet:

- Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)
- Anlageninterne Ereignisse, die aufgrund unterstellter auslegungsüberschreitender Systemausfälle in Kernschmelzen einmünden könnten

Zusammen definieren die zu berücksichtigenden Ereignisse eine Einhüllende der Anforderungen an den Schutz gegen anlageninterne Ereignisse.

Nachfolgend werden die den Auslegungsstörfällen zugrundeliegenden Störfallpostulate im Hinblick auf die Beschreibung der Anlage in den folgenden Kapiteln und die Störfallanalyse in Kapitel 5 für wichtige Gruppen von Auslegungsstörfällen weiter detailliert.

Die Maßnahmen zur Risikominimierung bei auslegungsüberschreitenden anlageninternen Ereignissen werden in Kap. 8 beschrieben.

2.2.3.2 Sicherzustellende Funktionen

Bei anlageninternen Ereignissen sind die Schutzziele der Reaktorsicherheit

- Abschalten des Reaktors und langfristige Unterkritikalität
- Nachwärmeabfuhr
- Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung

einzuhalten, wozu alle zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV erforderlichen technischen Funktionen sicherzustellen sind. Hierzu wird auf die Beschreibungen der Sicherheitssysteme und die Störfallanalysen in den nachfolgenden Kapiteln des Sicherheitsberichts verwiesen.

Auch im Hinblick auf auslegungsüberschreitende anlageninterne Ereignisse können insoweit a priori keine Abstriche gemacht werden. Diese Ereignisse können sich - anders als seltene Einwirkungen von außen, die bereits wegen extrem geringer Eintrittshäufigkeiten des auslösenden Ereignisses unmittelbar dem Restrisikobereich zuzuordnen sind - nur aus prinzipiell zu beherrschenden Auslegungsstörfällen entwickeln, wenn auslegungsüberschreitende Systemausfälle postuliert werden. Deshalb kann im Hinblick auf auslegungsüberschreitende anlageninterne Ereignisse - anders als bei seltenen Einwirkungen von außen - nicht a priori auf bestimmte zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV erforderliche Funktionen verzichtet werden. Vielmehr müssen alle für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen benötigten Funktionen sichergestellt werden, da diese gerade den Eintritt auslegungsüberschreitender anlageninterner Ereignisse verhindern sollen. Zusätzlich müssen die Funktionen gesichert werden, die erst bei Vorliegen eines auslegungsüberschreitenden anlageninternen Ereignisses zum Zwecke der Risikominimierung benötigt werden (vgl. Kap. 8).

Unzulässige Auswirkungen bei anlageninternen Auslegungsstörfällen auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme werden durch eine abgestimmte Kombination folgender Maßnahmen verhindert:

- hohe Qualität bei der Auslegung und Herstellung der Komponenten, so daß ein Versagen von Komponenten hinreichend unwahrscheinlich wird
- redundante Ausführung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme, so daß durch das Versagen einer Komponente jeweils nur ein Teilsystem ausfallen kann

- räumliche Trennung oder baulicher Schutz redundanter Systeme

Dies wird bei der Behandlung der einzelnen Systeme in den folgenden Kapiteln des Sicherheitsberichts im einzelnen ausgeführt.

Die für die Ausführung der bei anlageninternen Auslegungstörfällen erforderlichen sicherheitstechnischen Funktionen benötigten Einrichtungen sind in folgenden sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden einschl. der Verbindungskanäle zusammengefaßt:

- Reaktorgebäude (Sicherheitsbehälter-Innenraum, Ringraum, Frischdampf- und Speisewasserarmaturenkammer)
- Notspeisegebäude
- Schaltanlagegebäude
- Notstromerzeugergebäude
- Bauwerke für das gesicherte Nebenkühlwasser

Zusätzlich muß der Abluftkamin verfügbar sein, damit die in den Störfallanalysen unterstellten Ableitungsbedingungen für störfallbedingte Aktivitätsfreisetzungen eingehalten werden können.

In den anderen Gebäuden, wie Maschinenhaus und Nebenanlagegebäude, sind keine Systeme untergebracht, die zum Erreichen der o. a. Schutzziele erforderlich sind.

Im Reaktorhilfsanlagegebäude sind keine Einrichtungen angeordnet, die bei anlageninternen Ereignissen zur Einhaltung der oben genannten Schutzziele erforderlich sind. Für Leckagen an aktivitätsführenden Systemen im Reaktorhilfsanlagegebäude wird entsprechend Störfall-Leitlinien Ziffer I.5 nachgewiesen, daß die Störfalldosisgrenzwerte des § 28.3 der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden.

Solange die Versagensauswirkungen von Komponenten auf nicht sicherheitsrelevante Gebäude begrenzt bleiben, ergibt sich kein Einfluß auf die oben genannten Schutzziele. Es genügt demnach zu zeigen, daß bei einem postulierten Versagen einer Komponente außerhalb des sicherheitstechnischen Bereiches (z. B. im Ma-

schinenhaus) keine Gefährdung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile eintritt.

2.2.3.3 Postulierte Lecks und betrachtete Auswirkungen bei Komponenten und Rohrleitungen

Eine wichtige Klasse von Auslegungstörfällen bei Druckwasserreaktoren sind postulierte Lecks in Medium (Wasser oder Dampf) führenden Komponenten oder Rohrleitungen. Die unterstellten Lecks und die bei diesen Lecks analysierten Auswirkungen hängen von folgenden Randbedingungen ab:

- Sicherheitstechnische Bedeutung
Leckstörfälle werden analysiert in Systemen mit sicherheitstechnischer Bedeutung. Ferner in Systemen ohne sicherheitstechnische Bedeutung, die in Gebäuden mit sicherheitstechnischer Bedeutung aufgestellt sind, da Lecks an diesen Systemen ebenfalls Auswirkungen auf sicherheitstechnische Einrichtungen haben können.
- Betriebszustand
Es wird zwischen hochenergetischen und niederenergetischen Systemen unterschieden. Hochenergetische Systeme sind solche, bei denen der Betriebsdruck ≥ 20 bar oder die Betriebstemperatur ≥ 100 °C beträgt. Niederenergetische Systeme sind solche, bei denen beide Betriebsparameter unterhalb dieser Werte liegen.

Bei hochenergetischen Systemen werden, soweit relevant, folgende Auswirkungen postulierter Lecks betrachtet:

- Kühlungsstörungen (Kühlungsausfall, Unterkühlungstransiente)
- Strahlkräfte auf benachbarte Baustrukturen, Rohrleitungen und Komponenten
- Reaktionskräfte auf die vom Leck betroffene Rohrleitung oder Komponente sowie auf deren Abstützung
- Druckentlastungswellen in dem vom Leck betroffenen System (Rohrleitungen, Abstützungen, Komponenteneinbauten), außer bei unterkritischen Rissen mit quasistationärer Ausströmung

- Differenzdruckbelastungen von Baustrukturen
- Druck, Temperatur, Feuchte und Strahlung im Gebäude
- Überflutung im Gebäude
- Systemanalyse (Unverfügbarkeit des vom Leck betroffenen (Teil-)Systems)

Bei niederenergetischen Systemen werden nur die Aspekte „Systemunverfügbarkeit“ und „Überflutung“ betrachtet. Da die Systemunverfügbarkeit kein für Leckstörfälle spezifischer Gesichtspunkt ist und die Überflutung gemäß Ziffer II.5 der Störfall-Leitlinien als VO-Fall auf der Grundlage abdeckender Betrachtungen durch Maßnahmen, wie Sektorierung, Höhenanordnung, Absperrmaßnahmen, Doppelrohr an der Sumpfsaugleitung und Abkammerungen vermieden, oder ohne unzulässige Auswirkungen beherrscht wird, werden niederenergetische Systeme im folgenden nicht im einzelnen betrachtet.

- Bauteilqualität

Welche Lecks an hochenergetischen Systemen mit sicherheitstechnischer Bedeutung analysiert werden, ist in erster Linie von der Bauteilqualität abhängig. Im Grundsatz gilt: zusätzliche Aufwendungen für die Bauteilqualität rechtfertigen Einschränkungen bei den zu betrachtenden Leckpostulaten:

Basissicherheit

Die Maßnahmen der Basissicherheit beruhen auf der Erkenntnis, daß eine technische Komponente wie z. B. ein Behälter nicht wirklich spontan versagen kann, sondern daß zuvor in beobachtbarer Zeit eine Kette von Ursachen und Wirkungen ablaufen müßte: Unentdeckt vorhandene, z. B. herstellungsbedingte Fehler, müßten sich unter dem Einfluß der betrieblichen Beanspruchung durch unterkritisches Rißwachstum langsam soweit vergrößern, bis die Komponente ein Leck bekommt bzw. die von den Materialeigenschaften und dem Beanspruchungsniveau abhängige kritische Rißgröße des Bauteils erreicht wird und dieses schließlich versagt. Die technischen Maßnahmen zur Basissicherheit zielen nun darauf ab, diese Wirkungskette an mehreren Stellen gezielt zu durchtrennen, um damit zu gewährleisten, daß jederzeit ein großer Sicherheitsabstand zwischen etwa unentdeckt vorhandenen Fehlern und der zu einem Leck führenden Fehlergröße bzw. der zu einem Bauteilversagen füh-

renden kritischen (instabilen) Rißgröße eingehalten wird. Hierzu werden folgende Grundsätze angewandt:

- Durch entsprechende Auslegung und optimierte Konstruktion werden die Beanspruchungen der Bauteile begrenzt.
- Durch Verwendung zäher Werkstoffe wird erreicht, daß die Bauteile bei dem gegebenen Beanspruchungsniveau nach den Gesetzen der Bruchmechanik große Risse ertragen können, ohne leck zu werden bzw. zu versagen, d. h. die zum Versagen führende kritische Rißgröße ist groß.
- Durch optimierte Herstellungsverfahren sowie mehrfache, unabhängige und diversitäre herstellungsbegleitende Prüfungen (z. B. Ultraschallprüfungen, Druckproben) werden die technisch nicht auszuschließenden herstellungsbedingten Fehler und potentielle Rißentstehungsmechanismen minimiert.

Mit diesen Maßnahmen wird ein großer Sicherheitsabstand zwischen den Abmessungen der äußerstenfalls unentdeckt vorhandenen Fehler und dem zu einem Leck führenden wanddurchdringenden unterkritischen Riß bzw. dem zum Bauteilversagen führenden kritischen (instabilen) Riß sichergestellt, so daß gemäß RSK-Leitlinien ein aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes spontanes Versagen eines Bauteils ausgeschlossen werden kann. Die Basissicherheit ist für die Komponenten und Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung in RSK-Leitlinie 4.1 und KTA-Regel 3201 sowie für die Komponenten und Rohrleitungen der äußeren Systeme in RSK-Leitlinie 4.2 und der zugehörigen Rahmenspezifikation Basissicherheit verankert.

Bruchausschluß:

Der Bruchausschluß baut auf der Basissicherheit auf und stellt eine Weiterentwicklung mit dem Ziel einer weiteren Einschränkung des zu betrachtenden Leckspektrums dar.

- Auf der Basis konservativ angenommener Ausgangsrisse und Betriebslastkollektive wird mit bruchmechanischen Methoden nachgewiesen, daß instabile Risse ausgeschlossen werden können.

- Durch Überwachung und Dokumentation der Betriebsgeschichte wird die Einhaltung der Auslegungslastkollektive verifiziert.
- Durch periodische Wiederholungsprüfungen während der Betriebszeit wird verifiziert, daß herstellungsbedingte Fehler unter der Einwirkung der betrieblichen Beanspruchungen nicht unbemerkt soweit wachsen, daß die zu einem Leck führende Fehlergröße bzw. die zu einem Bauteilversagen führende kritische Fehlergröße erreicht wird. Auch dabei werden die auf die Prüfung des Volumenelements abzielenden Prüfmethoden, z. B. Ultraschallprüfungen, durch Druckproben, die eine integrale Sicherheitsaussage ermöglichen, diversitär abgesichert.
- Als weitere diversitäre Absicherung dient die Lecküberwachung, z. B. durch Überwachung der Luftfeuchte in den betreffenden Raumbereichen, um entstehende unterkritische Risse rechtzeitig entdecken und Gegenmaßnahmen ergreifen zu können, bevor diese Risse instabil werden.

Mit diesen Maßnahmen werden technisch begründbare Risse und Brüche basissicherer Bauteile für die gesamte Betriebszeit ausgeschlossen. Bei Rohrleitungen der äußeren Systeme entsprechend RSK-Leitlinie 4.2 mit Nennweiten \geq DN 50 wird ohne weitere Nachweise Bruchausschluß angesetzt, wenn folgende Beanspruchungsbedingungen vorliegen:

Betriebsnennspannung \leq 50 N/mm² oder

hochenergetische Betriebszeit \leq 2 % der Gesamtbetriebszeit der Anlage

- Qualitätsabhängige Leckpostulate
Abhängig von dem durch Basissicherheit und ggf. Bruchausschluß realisierten Qualitätsniveau der Komponenten und Rohrleitungen werden die auf der Ebene der Auslegungsstörfälle (3. Sicherheitsebene) zu analysierenden Leckpostulate so festgelegt, daß sie im Sinne einer Schaffung von Sicherheitsreserven durch Überlappung der Sicherheitsebenen über die Lecks hinausgehen, die aufgrund der realisierten Bauteilqualität mit bruchmechanischen Methoden begründbar wären. Für die in dieser Weise qualitätsabhängig aufgestellten Leckpostulate werden die mit einem Leck verbundenen und vorstehend beschriebenen physikalischen Auswirkungen - soweit relevant - durchgängig analysiert. Damit ergibt sich folgende prinzipielle Zuordnung von Qualitätsniveaus und Leckpostulaten:

	Behälter	Rohrleitungen
Systeme nach RSK-Leitlinie 4.1	keine Leckpostulate	mit Bruchausschluß: - unterkritische Risse ohne Bruchausschluß: - unterkritische Risse - Rundabrisse in Schweißnähten
Systeme nach RSK-Leitlinie 4.2 und Rahmenspezifikation Basissicherheit	unterkritische Risse in Schweißnähten	mit Bruchausschluß: - unterkritische Risse ohne Bruchausschluß: - unterkritische Risse - Rundabrisse in Schweißnähten

- Qualitätsunabhängige Leckpostulate

Zusätzlich werden zur Schaffung weiterer Sicherheitsreserven unabhängig von dem realisierten Qualitätsniveau weitergehende Leckpostulate für spezielle technische Nachweisziele (z. B. Notkühlwirksamkeit) aufgestellt. Für diese qualitätsunabhängigen Leckpostulate werden die Auswirkungen nicht durchgängig, sondern nur im Hinblick auf die damit verfolgten speziellen Nachweisziele analysiert. Damit werden im Sinne der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts unerwünschte Rückwirkungen auf die Anlagenkonstruktion (z. B. überflüssige Ausschlagssicherungen für qualitätsabhängig nicht begründbare Leckpostulate) vermieden.

Desweiteren werden qualitätsunabhängige Leckpostulate für radiologische Nachweisziele aufgestellt.

Die in Anwendung dieser Grundsätze postulierten Lecks werden nachfolgend für wichtige Systeme zusammengestellt.

2.2.3.4 Leckpostulate für Behälter

Die Großkomponenten des Reaktorkühlsystems

- Reaktordruckbehälter
- Dampferzeuger
- Druckhalter
- Hauptkühlmittelpumpen

werden nach den Anforderungen von RSK-Leitlinien, Kap. 4.1 bzw. KTA 3201 ausgeführt. Aufgrund der umfangreichen qualitätssichernden Maßnahmen bei Konstruktion, Auslegung, Werkstoff, Herstellung, Prüfung und betrieblicher Absicherung kann ein wanddurchdringender Riß sicher ausgeschlossen werden.

Qualitätsunabhängig werden im Hinblick auf die Verankerung des Reaktordruckbehälters, die Belastung der Einbauten im Reaktordruckbehälter und die Auslegung des Notkühlsystems entsprechend RSK-Leitlinie 21.1 ein kreisförmiges Leck von 20 cm² unterhalb der Reaktorkernoberkante und ein plötzlicher Bruch eines Steuerelementstutzens postuliert.

Die folgenden hochenergetischen Behälter innerhalb des Sicherheitsbehälters

- Hochdruckkühler
- Rekuperativ-Wärmetauscher
- Druckspeicher

werden nach den Anforderungen der RSK-Leitlinien, Kap. 4.2 und der Rahmenspezifikation Basissicherheit ausgeführt. Entsprechend den hierin festgelegten qualitätssichernden Maßnahmen sind als Leckpostulat unterkritische Risse in Schweißnahtbereichen zu unterstellen, die durch den unterstellten Abriß von Anschlußleitungen abgedeckt sind.

Der innerhalb des Reaktorgebäude-Ringraums angeordnete

- Nachwärmekühler

wird entsprechend den Anforderungen der RSK-Leitlinie 4.2 und der Rahmenspezifikation Basissicherheit ausgelegt. Dementsprechend sind unterkritische Risse in Schweißnahtbereichen zu unterstellen, die durch den unterstellten Abriß von Anschlußleitungen abgedeckt sind.

Für die radioaktivitätsführenden Behälter im Reaktorhilfsanlagegebäude, wie z. B.

- Volumenausgleichsbehälter
- Harzabfallbehälter
- Abwasserverdampfer

wird im Sinne eines qualitätsunabhängigen, nicht quantifizierten Leckpostulats entsprechend Störfall-Leitlinie Ziffer I.5 als radiologisch repräsentativer Ausleungungsstörfall das vollständige Auslaufen eines Abwasserverdampfers analysiert.

In allen Räumen mit radioaktivitätsführenden Behältern sind Türschwellen vorgesehen, derart, daß der Inhalt aller in dem Raum befindlichen Behälter bei einem postulierten Leck in diesem Raum zurückgehalten wird.

Zusätzlich zu diesen Maßnahmen steht das Reaktorhilfsanlagegebäude in einer dichten Bodenwanne, die den Austritt radioaktiver Stoffe ins Erdreich verhindert.

2.2.3.5 Leckpostulate für Rohrleitungen

2.2.3.5.1 Reaktorkühlsystem

Die Hauptkühlmittelleitungen werden entsprechend RSK-Leitlinie 4.1 in Basissicherheit mit Bruchausschluß ausgeführt, so daß nur unterkritische Risse zu unterstellen sind.

Die sich aus diesem Qualitätsniveau ergebenden und die darüber hinausgehenden qualitätsunabhängigen Leckpostulate für spezielle Nachweisziele sind für die Hauptkühlmittelleitungen einschließlich ihrer austenitischen Anschlußleitungen mit einer Nennweite größer 200 mm in den Störfall-Leitlinien Ziffer I.1.1 und RSK-Leitlinie, Kap. 21.1 festgelegt.

Hinsichtlich der Belastungsannahmen für die Strahl- und Reaktionskräfte auf Rohrleitungen, Komponenten und Gebäudeteile wird ein Leck mit einem Querschnitt von $0,1F$ (F = offene Querschnittsfläche der jeweiligen Leitung) und der Annahme stationärer Ausströmung für verschiedene Leckpositionen unterstellt.

Als Belastungsannahme für die Einbauten des RDB wird ein schnellöffnendes Leck mit einem Leckquerschnitt von $0,1F$, linearem Öffnungsverhalten und einer Öffnungszeit von 15 ms für verschiedene Leckpositionen unterstellt.

Zur Beherrschung der Auswirkungen eines unterstellten $0,1F$ -Lecks zwischen Reaktordruckbehälter und biologischem Schild sind Doppelrohre im Bereich der Durchführungen durch den biologischen Schild vorgesehen.

Darüber hinaus werden folgende qualitätsunabhängige Leckpostulate für spezielle Nachweisziele festgelegt:

Für die Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit werden Leckquerschnitte in den Hauptkühlmittelleitungen bis zu $2F$ zugrunde gelegt. Die Notkühlsysteme werden entsprechend ausgelegt.

Der Ermittlung des Auslegungsdruckes des Sicherheitsbehälters sowie der Ermittlung der Druckdifferenzen innerhalb des Sicherheitsbehälters werden Leckquerschnitte bis zu $2F$ in den Hauptkühlmittelleitungen zugrunde gelegt.

Auch bei der Ermittlung des Auslegungsdruckes und der Auslegungstemperatur für störfallfeste elektrische Einrichtungen wird von einem Leckquerschnitt in den Hauptkühlmittelleitungen von 2F ausgegangen.

Für den Nachweis der Standsicherheit der Komponenten Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen und Druckhalter werden folgende Annahmen getroffen:

Die Standsicherheit der Komponenten ist für die statische Kraft P_{ax} gewährleistet.

Größe: $P_{ax} = p \times F \times S$
 p = Nennbetriebsdruck
 F = offene Querschnittsfläche
 S = 2 (Sicherheitsfaktor)

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzennaht

Wirkung: Stutzenmittelachse in Richtung Komponenten

Diese Kraft wirkt jeweils nur an einem Stutzen. Der Standsicherheitsnachweis wird für jeden Stutzen getrennt geführt. Beim Dampferzeuger wird die Standsicherheit in gleicher Weise für den Anschluß des Sekundärkreislaufes gewährleistet.

2.2.3.5.2 Speisewasser-Dampf-Kreislauf

Die Frischdampf- und Speisewasserleitungen zwischen Dampferzeuger und der Armaturenstation außerhalb des Sicherheitsbehälters werden entsprechend RSK-Leitlinie 4.2 und Rahmenspezifikation Basissicherheit in Basissicherheit mit Bruchausschluß ausgeführt, so daß nur unterkritische Risse zu unterstellen sind. Diese werden entsprechend RSK-Leitlinie 21.2 (1) mit Hilfe der Bruchmechanik ermittelt oder auf 0,1F begrenzt.

Hinter den Abschlußarmaturen in der Armaturenkammer werden Frischdampf- und Speisewasserleitungen entsprechend RSK-Leitlinie 4.2 und Rahmenspezifikation Basissicherheit ohne Bruchausschluß ausgeführt, so daß in diesem Bereich unterkritische Risse und Rundabrisse in Schweißnähen zu unterstellen sind. Entsprechend RSK-Leitlinie 21.2 werden hinsichtlich dynamischer Belastungen einlaufende Entlastungsdruckwellen, die sich aus postulierten 2F-Lecks in Leitungsbereichen hinter der ersten Absperrarmatur außerhalb des Sicherheitsbehälters ergeben, der Auslegung zugrunde gelegt. Hierzu wird ein Rundabriß mit linearem Öffnungsverhalten und einer Öffnungszeit von 15 ms postuliert.

Darüber hinaus werden entsprechend Störfall-Leitlinien Ziffer I.3 und RSK-Leitlinie 21.2 folgende qualitätsunabhängige Leckpostulate für spezielle Nachweisziele aufgestellt.

Die Standsicherheit des Dampferzeugers wird für die statische Kraft P_{ax} entsprechend Abschnitt 2.2.3.5.1 sichergestellt.

Die Auswirkungen eines nicht abgesperrten 2F-Lecks der Frischdampfleitung auf die Änderung von Druck und Temperatur in den Dampferzeugern und im Reaktorkühlsystem, sowie die daraus resultierenden Belastungen der Dampferzeuger und des Reaktordruckbehälters mit ihren Einbauten werden berücksichtigt. Die Reaktivitätsrückwirkungen werden für das zur maximalen Unterkühlungstransiente führende 0,1F-Leck berücksichtigt.

Ein Frischdampfleitungsbruch zwischen Sicherheitsbehälter und erster außenliegender Absperrarmatur wird gemäß Störfall-Leitlinien Ziffer II.4 durch Integration dieses Rohrleitungsabschnitts in einen Kompaktarmaturenblock ausgeschlossen. Zur Vermeidung von Auswirkungen von Lecks der Frischdampf- und Speisewasserleitungen im Ringraum werden diese gemäß Störfall-Leitlinie Ziffer II.4 in Doppelrohren durch den Ringraum geführt, die zum Sicherheitsbehälter hin offen sind. Hinter den Abschlußarmaturen in den Armaturenkammern werden die Frischdampfleitungen in Doppelrohren geführt, die zur Atmosphäre hin offen sind.

Als radiologisch repräsentativer Auslegungstörfall wird gemäß Störfall-Leitlinie Ziffer I.3.2 ein 2F-Leck der Frischdampfleitung mit überlagertem 2F-Leck eines Dampferzeugerheizrohres analysiert.

2.2.3.5.3 Dampferzeugerabschlämmsystem

Das Dampferzeugerabschlämmsystem wird innerhalb des Sicherheitsbehälters entsprechend den Anforderungen der RSK-Leitlinie 4.2 und der Rahmenspezifikation Basissicherheit ausgeführt. In diesem Bereich liegt die Betriebsnennspannung unter 50 N/mm^2 , so daß Bruchausschluß gegeben ist. Es werden Lecks aus unterkritischen Rissen postuliert.

Außerhalb des Sicherheitsbehälters ist das 50 N/mm^2 -Kriterium nicht erfüllt. Bruchausschluß wird nicht in Anspruch genommen. Dementsprechend werden Druckwellenbelastungen aus postulierten Rundabrissen außerhalb des Sicherheitsbehälters berücksichtigt.

Zur Vermeidung von Auswirkungen aus Lecks der Dampferzeugerabschlämmleitung im Ringraum wird diese Leitung entsprechend Störfall-Leitlinie Ziffer II.4 in einem Doppelrohr durch den Ringraum geführt.

2.2.3.5.4 Volumenregelsystem

Die Rohrleitungen der hochenergetischen Abschnitte des Volumenregelsystems innerhalb des Sicherheitsbehälters werden entsprechend den Anforderungen der RSK-Leitlinie 4.2 und der Rahmenspezifikation Basissicherheit ausgeführt. Dementsprechend werden unterkritische Risse und Rundabriss in Schweißnähten unterstellt.

2.2.3.5.5 Notspeisesystem

Das Notspeisesystem wird entsprechend den Anforderungen der RSK-Leitlinie 4.2 und der Rahmenspezifikation Basissicherheit ausgeführt. Es steht nur kurzzeitig im Anforderungsfall und bei Prüfungen unter hohem Druck (Betriebszeit $\leq 2 \%$ der Gesamtbetriebszeit der Anlage). Im Bereich zwischen Rückschlagarmatur und

Dampferzeuger liegt die Betriebsnennspannung unter 50 N/mm². Deshalb ist Bruchausschluß gegeben und es werden Lecks aus unterkritischen Rissen postuliert.

2.2.3.5.6 Not- und Nachkühlsystem

Das Not- und Nachkühlsystem wird entsprechend den Anforderungen der RSK-Leitlinie 4.2 und der Rahmenspezifikation Basissicherheit ausgeführt.

In der Hochdruck-Phase des Notkühlfalles steht das Hochdruck-Einspeisesystem kalt unter Druck. Die hochenergetische Betriebszeit in dieser Systemkonfiguration beträgt $\leq 2\%$ der Gesamtbetriebszeit der Anlage. In der Niederdruck-Phase des Notkühlfalles ist das Not- und Nachkühlsystem ebenfalls nur während eines kurzen Zeitintervalls ($\leq 2\%$ Gesamtbetriebszeit der Anlage) hochenergetisch (Temperatur $\geq 100\text{ °C}$).

Beim betrieblichen An- oder Abfahren stehen die Rohrleitungen des Nachkühlsystems nur für wenige Stunden pro Jahr ($\leq 2\%$ der Gesamtbetriebszeit der Anlage) unter höherer Temperatur als 100 °C bzw. höherem Druck als 20 bar.

Folgende Leitungsabschnitte stehen ständig unter Druck:

- Druckspeicher-Einspeiseleitung
- Leitungsabschnitte zwischen erster und zweiter Absperrung.

Die Betriebsnennspannung in diesen Leitungsabschnitten ist $\leq 50\text{ N/mm}^2$.

Somit ist für das Gesamtsystem Bruchausschluß gegeben, so daß nur unterkritische Risse zu postulieren sind.

Damit können unzulässige Auswirkungen von Leckagen des Not- und Nachkühlsystems im Ringraum gemäß Störfall-Leitlinie Ziffer II.3 ausgeschlossen werden.

Unabhängig davon werden gemäß KTA 3301 als qualitätsunabhängige Einzelfehlerpostulate für die Systemanalyse bei betrieblichen Abfahrvorgängen und in der Langzeitphase von Notkühlfällen Rundabrisse an Rohrleitungen $\leq \text{DN } 50$ postuliert.

2.2.3.6 Schutz gegen postulierte Bruchstücke

Die Entstehung von Bruchstücken durch Versagen von Bauteilen innerhalb des Kernkraftwerkes wird durch vorbeugende Maßnahmen (z. B. Qualitätssicherungsmaßnahmen, Rückhalteeinrichtungen) so unwahrscheinlich gemacht, daß bis auf wenige postulierte Ausnahmen, auf die nachfolgend eingegangen wird, eine Betrachtung von Bruchstückauswirkungen nicht notwendig ist. Darüber hinaus sind durch die zur Redundanztrennung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme vorhandenen und entsprechend dimensionierten Betonstrukturen zusätzliche Sicherheitsreserven zum Schutz der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageanteile vor den Bruchstückauswirkungen realisiert.

2.2.3.6.1 Reaktorgebäude

2.2.3.6.1.1 Armaturenteile

Plausibilitätsnachweis zum Ausschluß einer Bruchstückentstehung

Armaturen in Systemen der Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels werden entsprechend RSK-Leitlinie 4.1 basissicher ausgeführt. Armaturen der äußeren Systeme werden entsprechend RSK-Leitlinie 4.2 basissicher ausgeführt. Damit kann gemäß RSK-Leitlinien ein spontanes Versagen dieser Armaturen, welches Voraussetzung einer Bruchstückentstehung wäre, ausgeschlossen werden.

Darüber hinaus gibt es im Reaktorgebäude noch Armaturen unter relativ niedrigen Systemdrücken und -temperaturen, die weder zu der Druckführenden Umschließung noch zu den Äußeren Systemen gehören. Diese werden nach den gleichen Konstruktionsprinzipien wie die basissicheren Armaturen ausgelegt, so daß auch für diese Armaturen ein spontanes Versagen mit Bruchstückentstehung aus folgenden Gründen nicht zu unterstellen ist:

- Eine Armaturenspindel wird als Bruchstück nicht unterstellt, da die Spindel in dem Armaturengehäuse am Ende einen Dichtkegel (bzw. eine Dichtplatte) besitzt, der im Durchmesser größer ist als die Spindeldurchführung im Gehäusedeckel und außerhalb des Mediumbereiches durch die Antriebskonstruktion gehalten wird.

Bei Schieberkonstruktionen ist außerdem noch ein Rücksitz im Deckel vorhanden. Es müßten also mehrere, unabhängige Konstruktionsteile gleichzeitig versagen, bzw. eine Spindel als Bruchstück wirken könnte.

- Herausfliegen eines kompletten Armatureneinsatzes ist ebenfalls nicht möglich, da er durch mehrere Schrauben entsprechender Qualität am Armaturengehäuse befestigt ist und mehrere Schrauben gleichzeitig versagen müßten.

Im übrigen werden die Armaturen einer Festigkeitsprüfung unterzogen, die mindestens beim 1,3fachen Auslegungsdruck im Herstellerwerk durchgeführt wird.

Auswirkungen bei postuliertem Versagen

Betrachtet man unabhängig von den Erläuterungen im vorigen Abschnitt das hypothetische Versagen einer Armatur unter „worst case“-Bedingungen (größtmögliches Bruchstückgewicht, größte Beschleunigungskraft), so ergibt sich bei einer Armatur unter Reaktorkühlsystemdruck mit einem möglichen Bruchstückgewicht von etwa 450 kg eine Eindringtiefe von etwa 13 cm in Stahlbeton. Da die zu betrachtenden Wände innerhalb des Reaktorgebäudes dicker als 0,6 m und entsprechend bewehrt sind, kann eine Durchdringung dieser Wände durch solche Armaturenbruchstücke ausgeschlossen werden. Das bedeutet, daß selbst bei dieser hypothetischen Betrachtung ein Bruchstück nur innerhalb einer Redundanzgruppe Auswirkungen haben könnte; denn durch die konsequente Aufteilung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme in vier verschiedene Redundanzgruppen mit ihrer räumlichen Trennung durch entsprechend bemessene Betonwände ist eine Beschädigung von mehr als einer Redundanzgruppe durch Armaturenbruchstücke nicht zu unterstellen.

2.2.3.6.1.2 Bruch eines Steuerelementstutzens

Unabhängig von der Bauteilqualität wird in den RSK-Leitlinien in Abschn. 3.1.2 (11) und 21.1 (3) postuliert, daß der Auslegung auch die Auswirkungen des plötzlichen Bruches eines Steuerelementstutzens mit dem maximal möglichen Leckquerschnitt einschl. möglicher Folgeschäden zugrunde zu legen sind.

Der postulierte Bruch wird im Bereich des Steuerelement-Gehäuserohres mit dem größten Durchmesser angesetzt, womit auch Bruchannahmen in Bereichen des Stellungsanzeigerohres und des Antriebsstutzens mit kleinerem Durchmesser abgedeckt sind. Bei dem unterstellten Rundabriß am Druckkörper wirken nun Kolben- und Strahlkräfte auf relativ langen Beschleunigungswegen, so daß Antrieb und Antriebsstange als Geschoß senkrecht nach oben in die Abdeckriegel fliegen, sich dort verformen und auf die Kabelbrücke zurückfallen. Um die Auswirkungen zu begrenzen, darf weder der getroffene Abdeckriegel noch die Kabelbrücke unzulässig beansprucht werden. Durch entsprechende Auslegung wird dies gewährleistet.

2.2.3.6.1.3 Kühlmittelpumpen - Schwungrad

Die Hauptkühlmittelpumpen besitzen ein Schwungrad, das die Aufgabe hat, nach dem Ausfall ihres elektromotorischen Antriebes noch für eine Weile die Förderung des Kühlmittels zu gewährleisten, um einen ausreichenden Kühlmitteldurchsatz im Reaktorkern aufrecht zu erhalten. Bei Kühlmittelverluststörfällen mit bestimmten Lagen des postulierten Lecks können die Pumpen durch die sich zum Leck einstellende Strömung auf Überdrehzahlen beschleunigt werden. Unzulässige, zu einem Versagen des Pumpenschwungrades führende Überdrehzahlen werden entsprechend Störfall-Leitlinie Ziffer II.8 und RSK-Leitlinie 17.2 durch selbsttätigen Abwurf des Pumpenschwungrades bei Überdrehzahl und Auffangen desselben in einer Auffangvorrichtung verhindert.

2.2.3.6.1.4 Pumpen

Die sicherheitstechnisch wichtigen Pumpen im Reaktorgebäude (z. B. Sicherheits-einspeisepumpe, Nachkühlpumpe, Zusatzborierpumpe) werden entsprechend RSK-Leitlinien 4.2 und Rahmenspezifikation Basissicherheit ausgeführt, so daß ein spontanes Versagen mit Entstehung von Bruchstücken aus der drucktragenden Wandung dieser Pumpen nicht zu betrachten ist.

Im übrigen zeigen Erfahrungen von Pumpenherstellern sowie beobachtete Vorfälle an Pumpen, die Ähnlichkeit mit den in Kernkraftwerken eingesetzten Pumpen haben, daß ein durch einen Läufer erzeugtes Bruchstück das Pumpengehäuse nicht durchdringt, sondern sicher innerhalb der Pumpe gehalten wird. Deshalb

werden weitere Überlegungen hinsichtlich der Auswirkungen von Bruchstücken infolge von Störungen an nicht basissicheren Pumpen ebenfalls nicht angestellt.

2.2.3.6.1.5 Behälter

Sämtliche Behälter im Reaktorgebäude mit hohem Energieinhalt ($p \geq 20$ bar oder $T \geq 100$ °C) sind gemäß der Rahmenspezifikation Basissicherheit so ausgeführt, daß an diesen Behältern keine überkritischen (instabilen) Risse zu unterstellen sind, so daß eine Bruchstückbildung auszuschließen ist.

2.2.3.6.2 Andere Gebäude mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen

Neben dem Reaktorgebäude gibt es folgende Gebäude mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen:

- Notspeisegebäude
- Notstromerzeugergebäude
- Schaltanlagegebäude
- Nebenkühlwasser-Bauwerke.

In diesen Gebäuden wird der Schutz vor hypothetisch unterstellten Bruchstücken aus internen Ereignissen im wesentlichen dadurch erreicht, daß die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme in den Gebäuden durch Betonwände zwischen den Redundanzgruppen räumlich getrennt sind.

2.2.3.6.3 Maschinenhaus

2.2.3.6.3.1 Maßnahmen zur Vermeidung von Turbinenstörungen oder Bruchstückauswurf

Es werden folgende Maßnahmen gegen Turbinenstörungen oder Bruchstückbildung getroffen:

- Anwendung einer zuverlässigen und bewährten Konstruktion,
- umfassende Maßnahmen zur Qualitätssicherung
- Schleudern aller Turbosatz bis zu 125 % der Nennbetriebsdrehzahl
- Einsatz eines zuverlässigen und in regelmäßigen Abständen geprüften Turbinenregelsystems
- Einrichtungen zur Erzielung einer hohen Abschaltsicherheit
- Regelmäßige Prüfung von Schutz- und Absperranlagen

2.2.3.6.3.2 Überdrehzahl-Schutzeinrichtung

Für den Fall, daß der Turbinenregler versagt oder Stellarmaturen nicht ordnungsgemäß schließen, wird zur Vermeidung unzulässiger Überdrehzahlen eine Überdrehzahl-Schutzeinrichtung mit Schnellschlußauslösung vorgesehen. Der Grenzwert für die Schnellschlußauslösung wird so eingestellt, daß die Schleuderdrehzahl der Turbosatzläufer nicht erreicht wird.

Die Überdrehzahl-Schutzeinrichtung arbeitet „fail safe“, d. h. die Turbinenschnellschlußventile werden durch ein hydraulisches System nur so lange in der Auf-Stellung gehalten, wie der Steuerflüssigkeitsdruck zur Verfügung steht. Die Überdrehzahl-Schutzeinrichtung kann im Normalbetrieb geprüft werden. Auch die Schnellschluß- und Stellventile werden in regelmäßigen Abständen nacheinander geprüft. Wenn die mechanische Auslösevorrichtung geprüft wird, ist ein unabhängiges, elektrisches Reserveauslösesystem in Betrieb.

2.2.3.6.3.3 Schutz vor postulierten Turbinenbruchstücken

Zusätzlich zu den geschilderten Maßnahmen, mit denen eine Bruchstückbildung aus dem Turbosatz ausgeschlossen werden kann, werden in Erfüllung der

Störfall-Leitlinie Ziffer II.8 und der RSK-Leitlinie 17.1 das Reaktorgebäude und das Notspeisegebäude so angeordnet, daß diese nicht innerhalb der wahrscheinlichen Flugrichtungen möglicher Turbinenbruchstücke liegen (ca. ± 20 Grad senkrecht zur Turbinenachse). Dies gilt sowohl für die Anordnung relativ zur blockeigenen Turbine, als auch relativ zu den Turbinen der Nachbarblöcke. Sofern redundante, räumlich getrennte, sicherheitstechnisch wichtige Bauwerke (Bauwerke der Nebenkühlwasserversorgung) innerhalb dieses Kegels angeordnet sind, wird entsprechend Kap. 17.1 der RSK-Leitlinien angenommen, daß nur eines dieser Bauwerke von den Bruchstücken getroffen wird.

Ein zusätzlicher Schutz gegen Turbinenbruchstücke ist durch den baulichen Schutz sicherheitstechnisch wichtiger Gebäude gegen Flugzeugabsturz gegeben.

2.2.3.7 Explosionen

Für den Explosionsschutz werden die einschlägigen Bestimmungen, insbesondere die „Richtlinien für die Vermeidung der Gefahren durch explosionsfähige Atmosphäre mit Beispielsammlung - Explosionsschutz - Richtlinien (EX-RL)“ des Hauptverbandes der gewerblichen Berufsgenossenschaften sowie die KTA-Regel 2103 - Explosionsschutz in Kernkraftwerken eingehalten.

Zum Schutz der Funktion sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile werden vorrangig Maßnahmen des passiven Explosionsschutzes, d. h. Maßnahmen, die die Bildung gefährlicher explosionsfähiger Gemische verhindern, vorgesehen.

Brennbare Flüssigkeiten mit einem Flammpunkt $> 55\text{ °C}$ sind nicht in Gebäuden mit sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen gelagert.

Durch niedrige Schmiermitteltemperaturen und drucklose Ölschmierung an den Ölversorgungssystemen der Hauptkühlmittelpumpen wird das Auftreten explosionsfähiger Gemische bei Leckagen vermieden.

Die Lagerung brennbarer Gase erfolgt grundsätzlich im zentralen Gaslager, das im Freien steht.

Brennbare Gase werden für folgende Bereiche bereitgestellt bzw. eingesetzt:

- Wasserstoff für die Kühlung des Generators
- Wasserstoff für die Begasung des Hauptkühlmittels
- Methan als Zählgas für die Tritiummessung am Generator.

Außerdem kann H_2 durch Radiolyse im Hauptkühlmittel entstehen.

Bei der Wasserstoffversorgung des Generators erfolgt eine ständige Überwachung des zugeführten Volumens. Bei Überschreiten des festgelegten Grenzwertes erfolgt eine automatische Unterbrechung der Nachspeisung. Die Bereiche um den Generator sind gut belüftet. Bei Entleerungs- und Füllvorgängen erfolgt jeweils ein Spülen mit Inertgas zur Vermeidung von H_2 -Luftgemischen.

Die Begasung des Kühlmittels mit H_2 erfolgt mit einer Begasungseinrichtung auf der Saugseite der Hochdruck-Förderpumpen des Volumenregelsystems (Abschn. 2.8.1.1). Das im Kühlmittel befindliche H_2 ist durch den Druck im Kühlmittel gebunden. In den an das Abgassystem angeschlossenen Komponenten gasst es aus und wird im Rekombinator mit Sauerstoff verbrannt (Abschn. 2.8.6.1). Zusätzlich besteht eine Möglichkeit, H_2 in das Abgassystem einzuspeisen, um bei Luft im Abgassystem den Sauerstoff zum Zwecke der Inertisierung des Systems zu binden. Die H_2 -Zuleitungen sind mit einer Rohrbruchüberwachung versehen, die bei Leckagen die Zuleitungen schließt.

Nach einem Kühlmittelverluststörfall entstehender Wasserstoff wird durch die in Abschn. 2.5.4.2 beschriebenen Einrichtungen begrenzt.

Bei der CH_4 -Versorgung als Zählgas für die Tritiummessung am Generator erfolgt eine Überwachung des Methan-Volumenstromes und eine automatische Unterbrechung der Methanzufuhr bei Überschreitung definierter Grenzwerte.

Als Zählgas für die Radioaktivitätsüberwachung wird grundsätzlich nur ein nicht brennbares Methan/Argon-Gemisch verwendet.

2.2.3.8 Brand (Tab. 2.2.3.8/1)

2.2.3.8.1 Allgemeines

Das Brandschutzkonzept erfüllt die Anforderungen nach KTA 2101.1 Brandschutz in Kernkraftwerken Teil 1 (Grundsätze des Brandschutzes).

Zum Schutz vor anlageninternen Bränden und deren Folgen wird sichergestellt, daß im Brandfall

- der Reaktor im Bedarfsfall abgeschaltet und in abgeschaltetem Zustand gehalten werden kann
- die Nachwärme abgeführt werden kann
- die Strahlenschutzbestimmungen eingehalten werden können
- ein ausreichender Personenschutz gegeben ist und
- der Sachschutz in ausreichendem Maße berücksichtigt ist.

Erreicht werden diese Schutzziele durch eine Kombination von bautechnischen, anlagentechnischen sowie durch betriebliche Brandschutzmaßnahmen.

Im folgenden sind diese Maßnahmen dargestellt mit Ausnahme der Branderkennungs- und Brandbekämpfungseinrichtungen, die in Kapitel 2.17 beschrieben werden.

Das Brandschutzkonzept wurde auf der Basis der vorhandenen Brandlasten, Zündquellen und der sicherheitstechnischen Aufgaben der betroffenen Anlagenteile entwickelt.

Vorrang haben Maßnahmen zur Minimierung und Kapselung von Brandlasten sowie zur Minimierung der Rauchentwicklung.

Ebenfalls werden bautechnische Brandschutzmaßnahmen (z. B. Bildung von Brand- und Brandbekämpfungsabschnitten) vorrangig gegenüber anlagentechnischen Brandschutzmaßnahmen durchgeführt.

In den gegen Erdbeben, Explosionsdruckwelle und Flugzeugabsturz geschützten Gebäuden sind entweder die Einrichtungen, die bei Verlust ihrer Integrität brennbare Stoffe freisetzen, oder die Einrichtungen, die eine Entzündung ermöglichen können, grundsätzlich ebenfalls gegen diese Einwirkungen durch geeignete Werkstoffwahl und Konstruktion ausgelegt.

Die baulichen Brandschutzmaßnahmen werden so ausgeführt, daß ein zu unterstellender Brand als kausale Folge eines anlageninternen Ereignisses bei redundanten Einrichtungen des Sicherheitssystems grundsätzlich auf eine Redundanz dieser Einrichtungen begrenzt bleibt.

2.2.3.8.2 Bautechnische Brandschutzmaßnahmen

Die Brandlasten werden möglichst gering gehalten.

Dazu werden nicht brennbare oder schwer entflammbare Baustoffe nach DIN 4102 verwendet.

Die Bauwerke

- Reaktorgebäude
- Reaktorhilfsanlagegebäude
- Schaltanlagegebäude
- Notspeisegebäude
- Notstromerzeugergebäude mit Kaltwasserzentrale
- Nebenkühlwasser-Pumpen und Reinigungsbauwerk
- sicherheitstechnisch wichtige Kabelkanäle und Kabelbrücken

sind durch Abstände oder feuerwiderstandsfähige Bauteile voneinander getrennt.

Die Bauwerke sind in Brand- und Brandbekämpfungsabschnitte zur Trennung von Redundanzen der Sicherheitseinrichtungen sowie von wesentlichen Brandlasten (z. B. Öllager) unterteilt.

Für feuerwiderstandsfähige Abtrennungen werden nach DIN 4102 geprüfte bzw. bauaufsichtlich zugelassene Baustoffe und Bauteile eingesetzt.

Für den Einsatz der Feuerwehr werden Feuerwehrezufahrten sowie Aufstell- und Bewegungsflächen im Freien vorgesehen.

Die Rettungswege innerhalb der Gebäude, die auch als Angriffswege für die Feuerwehr dienen, sind in Kap. 2.4.1.4 Rettungswege beschrieben.

2.2.3.8.3 Passive Anlagentechnische Brandschutzmaßnahmen

Passive Anlagentechnische Brandschutzmaßnahmen bestehen im wesentlichen aus der Minimierung der Brandlasten.

Dazu werden im Sicherheitsbehälter spezielle flammenwidrige, halogenfreie Sonderkabel (z. B. FRNC-Kabel) eingesetzt.

Die Verwendung von eigenmediumgesteuerten Armaturen (Dampf/Wasser) dient u. a. auch der Reduzierung der Brandlasten (Hydrauliköl).

Aus dem gleichen Grund werden bei den Hauptkühlmitelpumpen und HD-Förderpumpen des Volumenregelsystems integrierte Schmierölversorgungen eingesetzt.

2.2.3.8.4 Betriebliche Brandschutzmaßnahmen

Es wird eine für den gesamten Standort gültige Brandschutzordnung erstellt, in der die Maßnahmen zur Brandverhütung und Brandbekämpfung sowie Regelungen zum Verhalten im Brandfalle dargestellt sind.

Zusätzlich zu den im Kap. 2.17 beschriebenen Brandschutzeinrichtungen steht zur Bekämpfung von Bränden eine entsprechend ausgerüstete betriebliche Feuerwehr zur Verfügung.

In Feuerwehrplänen werden insbesondere Angaben über die bautechnischen Brandschutzmaßnahmen sowie die vorhandenen Einrichtungen zur Branderkennung und Brandbekämpfung dargestellt.

Tabelle 2.2.3.8/1Verteilung und Art der wesentlichen brennbaren Materialien

Unterbringungsort im Brandabschnitt	Brandgut (Ölmenge ab 0,1 m ³)	Verwendung/Lagerung
Reaktorgebäude-Innenraum	Schmieröl Isoliermaterial Aktivkohle	Hauptkühlmittelpumpen Sonderkabel (FRNC) Umluftanlagen
Reaktorgebäude-Ringraum	Schmieröl Aktivkohle PVC	HD-Förderpumpen Ringraumabsaugung Kabel
Reaktorhilfsanlagegebäude	Baumwolle Putzwolle Aktivkohle PVC	Arbeitskleidung Aufbewahrung im Lager Lüftungsanlage Kabel
Schaltanlagegebäude	PVC	Kabel
Notstromerzeugergebäude und Kaltwasserzentrale	Diesekraftstoffe Schmieröl PVC	Betriebsölbehälter Vorratsbehälter Dieselmotor Kabel
Notspeisegebäude	Diesekraftstoffe PVC Schmieröl	Vorratsölbehälter Kabel Dieselmotor
Kabelkanäle und Kabelbrücken	PVC	Kabel

2.2.3.9 Wasser (Überflutung)

Gegen anlageninterne Überflutungen infolge Versagens von wasserführenden Komponenten wird entsprechend Störfall-Leitlinien, Ziffer II.5 Vorsorge getroffen.

Für Leckagen mit mäßigen Flüssigkeits-Austrittsraten sind in allen Bauwerken entsprechend bemessene Gebäudeentwässerungssysteme vorhanden. Aus den Gebäudeentwässerungssystemen der Bauwerke des Kontrollbereiches wird das Wasser in das System zur Behandlung radioaktiver Abwässer gespeist.

Räume mit Behältern für radioaktive Flüssigkeiten werden als Wannen ausgebildet, die das gesamte Behältervolumen aufnehmen können. Eine Ausbreitung des Wassers in andere Räume im Falle einer Leckage der Behälter wird dadurch verhindert.

Für die Sicherheitssysteme werden Anordnungslösungen gewählt, die durch die Wahl entsprechender Sockelhöhen bzw. Einbauhöhen eine Beeinträchtigung der Funktion durch Flutwasser ausschließen. Hierfür wurden insbesondere beim Reaktorgebäude-Ringraum, umfangreiche Überflutungsanalysen durchgeführt, auch im Zusammenhang mit möglichen Mehrausfällen von Betriebssystemen als Folge äußerer Einwirkungen.

Die Wärmetauscher des gesicherten Nebenkühlwassersystems im Reaktorgebäude-Ringraum werden in abgekammerten Räumen angeordnet, um im Falle ihrer Leckage eine Wasserausbreitung zu verhindern, da bei einem Leck im Nebenkühlwassersystem potentiell sehr große Wassermengen freigesetzt werden könnten.

Die Sumpfsaugleitungen des Not- und Nachkühlsystems werden vom Sicherheitsbehälter bis jeweils zu ihren Erstabsperrearmaturen als Doppelrohre mit überwachtem Zwischenraum (Gasfüllung mit Druckmessung) zur Leckerkennung ausgeführt. Hierdurch können eventuelle Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter nach einem Kühlmittelverluststörfall erkannt und abgesperrt werden.

Bauliche Maßnahmen zur Abdichtung gegen Grundwasser und Hochwasser sind in Abschn. 2.4 für die jeweiligen Gebäude beschrieben.