

### 3. Betrieb des Kraftwerkes

#### 3.1 Inbetriebnahme des Reaktors

##### 3.1.1 Erstes Kernbeladen

###### Vorbereitungen

Die gesamte Kernladung wird im Brennelementbecken zusammengestellt. Ein Beckenbesetzungsplan legt die Anordnung der Brennelemente im Lagergestell, sowie die Zuordnung der Steuerelemente, Absorberelemente (abbrennbare Gifte), Drosselkörper und Sekundärneutronenquellen zu den Brennelementen fest. Die Primärneutronenquellen werden ebenfalls im Brennelementbecken bereitgestellt. Das Brennelementbecken ist trocken und wird auch während der folgenden Beladung nicht geflutet.

###### Beladen

Beim Beladen werden die Brennelemente nach einem Beladeplan mit der Lademaschine dem Lagergestell entnommen und in den Reaktordruckbehälter eingesetzt.

Der gesamte Beladevorgang verläuft nach einem Standardschema, das zwei Phasen vorsieht:

- 1) eine Teilbeladung bei nicht geflutetem Druckbehälter und
- 2) die restliche Beladung bei geflutetem Druckbehälter

Die "trockene" Teilbeladung dient zur Überwachung und Kontrolle des mechanischen Vorganges beim Einsetzen der Brennelemente und gibt gleichzeitig die Möglichkeit, das

sichere Funktionieren der Beladewerkzeuge nochmals zu prüfen. Sie beschränkt sich auf zwei getrennte Zonen von je 3 mal 3 Positionen. In jede dieser Zonen werden 8 Brennelemente und im Zentrum des Neuner-Blocks je ein empfindliches Neutronen-Zählrohr eingesetzt. Die beiden Zonen werden im Reaktordruckbehälter auf der Achse  $0^\circ/180^\circ$  gegenüberliegend jeweils am Rand des Kernbehälters aufgebaut. Dabei ist jedes Brennelement mit einem Steuerelement bestückt, so daß selbst beim Fluten des Reaktors mit unboriertem Wasser die Anordnung sicher unterkritisch bleibt.

Nach Abschluß der trockenen Teilbeladung wird das Reaktorkühlsystem bis in die Höhe der Stutzen des Druckbehälters mit boriertem Wasser geflutet. Die Borkonzentration wird so hoch gewählt, daß der effektive Neutronen-Multiplikationsfaktor  $k_{\text{eff}}$  des vollbeladenen, kalten Reaktors bei ganz gezogenen Steuerelementen etwa 0,9 beträgt. Zur Sicherstellung einer homogenen Borkonzentration wird das Wasser dauernd durch das Nachkühlsystem umgewälzt. Die Borkonzentration wird durch regelmäßige Probeentnahme und sofortige chemische Analyse kontrolliert. Alle Armaturen, durch die größere Mengen reinen Deionats in das Primärsystem eindringen könnten, werden geschlossen und gegen Betätigung gesichert. Während der nun folgenden "nassen" Beladung werden die Brennelemente entsprechend ihrer Position im Kern (bestückt mit Steuerelementen, Absorberelementen  $\hat{=}$  abbrennbare Gifte oder Drosselkörpern) so eingesetzt, daß immer eine annähernd symmetrische Anordnung bezüglich der beiden Zählrohre gebildet wird. Die Beladung schreitet von den zwei gegenüberliegenden Zonen am äußeren Kernrand zur Kernmitte hin fort. Die Brennelemente bilden also anfangs zwei getrennte Zonen, die in der Kernmitte dann zusammenwachsen. Danach setzt sich die Beladung in seitlicher Richtung nach außen hin fort.



### Überwachung der Neutronenmultiplikation

Die unterkritische Neutronenmultiplikation wird ab dem Fluten laufend durch die beiden Zählrohre überwacht. Diese hängen in besonderen Halterungen, die anstelle je eines Brennelementes eingesetzt werden. Jede der beiden Brennelementzonen enthält ein Zählrohr, die im Reaktor an homologen Positionen sitzen. Die Zählrohre sind an zwei getrennte elektronische Zählkanäle angeschlossen. Die Funktion dieser Kanäle wird nach dem Einsetzen der Zählrohre mit einer kleinen Prüfneutronenquelle (10 m Ci Ra-Be) überprüft. Nach der Prüfung wird diese Quelle wieder entfernt. Als Neutronenquelle während des Beladens dient das Uran des Brennstoffs, dessen spontane Spaltung eine ausreichende Neutronenflußdichte liefert. Die quasihomogene Verteilung der Quelldichte bewirkt, daß die Zählraten trotz der Größe des Reaktorkerns schon im weit unterkritischen Zustand ein gutes Maß für die interessierenden Multiplikationen sind.

Die Zunahme der Multiplikation wird in der üblichen Weise überwacht. Es wird die reziproke Zählrate jedes der beiden getrennten Kanäle als Funktion der Anzahl der zugeladenen Brennelemente graphisch aufgetragen. Nach jedem Beladeschritt wird durch Extrapolation der gemessenen Kurve sichergestellt, daß der nächste Schritt noch nicht in die Nähe eines kritischen Zustand führen kann.

Infolge der Symmetrie der ganzen Anordnung überwachen sich die Zählkanäle gegenseitig selbst: Die Zählraten in den beiden Kanälen müssen während der ganzen Beladung entweder gleich sein oder wenigsten in einem konstanten Verhältnis zueinander stehen. Abweichungen von diesem konstanten Zählratenverhältnis deuten entweder auf eine

Störung in einem der beiden Kanäle oder auf einen Fehler in der Beladung hin.

#### Einsetzen der Primärquellen

Wenn alle Brennelemente bis auf die beiden, deren Positionen noch von den Beladezählrohren eingenommen werden, eingebracht sind, werden die Primärquellen eingesetzt.

Diese Arbeit wird vom Strahlenschutz besonders überwacht.

#### Abschluß der Beladung

Nach dem Einsetzen der Primärquellen wird in den externen Anfahrkanälen der Neutronenflußinstrumentierung eine meßbare Zählrate vorhanden sein. Die Quellen werden den IEC-Empfehlungen entsprechend so ausgelegt, daß die Zählrate in der Anfahrinstrumentierung  $\geq 10$  Imp/s ist bei einem effektiven Multiplikationsfaktor  $k_{\text{eff}} = 0,99$ . Diese Kanäle werden überprüft und übernehmen dann die Registrierung des Neutronenflusses. Die Beladezählrohre werden abgeschaltet und ausgebaut. An ihrer Stelle werden die beiden letzten Brennelemente eingesetzt. Nach einer genauen Kontrolle der Kernbesetzung wird das obere Kerngerüst eingebaut, die Antriebsstangen werden mit den Steuerelementen gekuppelt, die Instrumentierungslanzen werden montiert und der Deckel des Reaktordruckbehälters wird aufgesetzt.

#### 3.1.2 Messungen im unterkritischen Zustand

Nach der Beladung wird der Reaktordruckbehälter verschlossen, der Reaktorkühlkreislauf wird ganz mit boriiertem Wasser gefüllt. Die Borikonzentration wird auf dem hohen



Wert gehalten, der beim Beladen eingestellt wurde. Dieser Wert ist groß genug, um den Multiplikationsfaktor unabhängig von der Systemtemperatur sicher unter 0,95 zu halten, selbst dann, wenn alle Steuerelemente ganz gezogen sind. Der Reaktor bleibt also bei den folgenden Versuchen sicher unterkritisch.

Der Umfang der Versuche wird den Erfordernissen zum Zeitpunkt der Inbetriebnahme entsprechend festgelegt und umfaßt im wesentlichen folgende Punkte:

- Inbetriebnahme der Hauptkühlmittelpumpen und Messung des Kühlmitteldurchsatzes beim 1-, 2-, 3- und 4-Loop-Betrieb,
- Aufnahme der Auslaufkurven der Hauptkühlmittelpumpen,
- Messung der Fallzeit der Steuerelemente mit und ohne Kühlmitteldurchsatz,
- Prüfung der Stabsteuerung.

Versuche werden sowohl im kalten als auch im heißen Zustand durchgeführt, wobei das Aufheizen der Kreisläufe durch die Hauptkühlmittelpumpen erfolgt.

### 3.1.3 Erstes Kritischmachen

Beim ersten Kritischmachen wird die Borkonzentration im Hauptkühlkreislauf, die beim Beladen auf einen hohen Wert entsprechend  $k_{\text{eff}}$  (ohne Steuerelemente) = 0,9 eingestellt worden war, so weit reduziert, daß der Reaktor mit teilweise eingefahrenen Steuerelementen kritisch werden kann.

Ausgangszustand: Hauptkühlkreislauf gefüllt und auf Dichtigkeit geprüft, mindestens 2 Hauptkühlmittelpumpen in Betrieb, alle angeschlossenen Hilfssysteme im normalen Betriebszustand, Temperatur konstant (50 - 100 °C, die Pumpenwärme wird durch eine entsprechende Kühlung abgeführt). Die Instrumentierung der Kreisläufe und die Neutronenflußinstrumentierung sind überprüft. Die Leistungsgrenzwerte des Reaktorschutzsystems sind auf etwa 5 % des Leistungsnennwertes eingestellt. Der Neutronenfluß wird laufend registriert.

Kritischmachen: Zuerst werden die Steuerelemente gezogen. Dann wird die Borkonzentration im Hauptkühlkreislauf durch Einspeisen von Deionat unter gleichzeitigem Ablassen von borhaltigem Kühlmittel verdünnt. Die Abnahme der Borkonzentration wird durch laufende chemische Analysen verfolgt. Die Einspeiserate des Deionats wird so gewählt, daß die Geschwindigkeit der Reaktivitätszunahme kleiner als  $10^{-5}/s$  bleibt.

Während des Verdünnens wird das Anwachsen der Neutronenmultiplikation und damit der Reaktivität laufend überwacht. Dies geschieht dadurch, daß die Reziprokwerte des gemessenen Neutronenflusses als Funktion der Zeit graphisch aufgetragen werden. Durch Extrapolation dieser Funktion auf den Wert Null erhält man eine stetig verbesserte Voraussage über den Zeitpunkt des Kritischwerdens.

Während des Reaktivitätsanstiegs steigt der Neutronenfluß beschleunigt an. Nachdem der kritische Zustand durchlaufen und die Reaktivität schwach positive Werte angenommen hat, wird die Anstiegsgeschwindigkeit des Neutronenflusses durch Einfahren der Steuerelemente auf ca. 1 - 2 %/s = 0,25 - 0,5 Dekaden/min begrenzt. Wenn die Neutronenfluß-



anzeige einen vorgegebenen Wert (ca. 4 Dekaden oberhalb des Quellniveaus) erreicht hat, wird die Verdünnung gestoppt und der Neutronenfluß durch Verfahren der Steuerelemente ungefähr konstant gehalten.

#### 3.1.4 Nullastversuche

An das erste Kritischmachen schließt sich eine Betriebsphase an, in der die Reaktorleistung so klein gehalten wird (unterhalb 1 % der Nennleistung), daß die Brennstofftemperatur sich noch nicht wesentlich von der Kühlmitteltemperatur unterscheidet. In diesem sogenannten "Nullleistungsbereich" werden die Anfahrkanaäle der Neutronenfluß-Instrumentierung (Impuls- und Mittelbereich) einer abschließenden Prüfung unterzogen. Außerdem wird die kritische Borkonzentration für den Zustand "Nullast kalt, Steuerelemente ganz gezogen" bestimmt. Nach dem Aufheizen des Systems mit den Hauptkühlmittelpumpen auf Betriebstemperatur werden dieselben Prüfungen im Zustand "Nullast heiß" durchgeführt. Außerdem wird nachgewiesen, daß die Steuerelemente über eine ausreichende Abschaltreaktivität verfügen.

#### 3.1.5 Schwach- und Teillastversuche

Nach Abschluß des Nulleistungsbetriebes wird der Reaktor zunächst auf eine Leistung von etwa 3 % der Nennleistung angefahren. Bei dieser Leistung wird eine Wärmebilanz aufgestellt. Die daraus bestimmte thermische Reaktorleistung gestattet eine erste genaue Eichung der Neutronenfluß-Meßkanäle (Leistungsbereich). Danach wird die Leistung stufenweise weiter erhöht.

Bei jeder Leistungsstufe wird das Betriebsverhalten des Reaktors durch Messungen und Versuche getestet. Durch Extrapolation der Ergebnisse auf die jeweils nächste Leistungsstufe wird sichergestellt, daß beim Übergang auf die nächste Stufe alle Parameter innerhalb der durch die Auslegung gegebenen Grenzen bleiben.

Bei bestimmten, noch festzulegenden Teillasten werden auch Störfälle bei Lastabwurf, Turbinenschnellschluß und Pumpenausfall simuliert und das Verhalten der Anlage registriert. Anhand der Versuchsergebnisse ist ein Vergleich mit den berechneten, dem Sicherheitsbericht beiliegenden Kurven und eine Extrapolation auf Vollast möglich. Der Umfang der Versuche wird vor Beginn der Inbetriebnahme den Erfordernissen entsprechend festgelegt.



### 3.2 Betrieb der Anlage

Vor Übernahme des Kraftwerkes durch den Betreiber wird die Funktionsfähigkeit und die Betriebssicherheit der Gesamtanlage in einem mehrwöchigen Probetrieb nachgewiesen.

#### 3.2.1 Geplante Betriebsweise

Die Auslegung des Kernkraftwerkes hinsichtlich der Betriebsweise erfolgt nach den Anforderungen, die das Verbundnetz an moderne fortschrittliche Kraftwerksblöcke großer Leistung stellt. Das Kernkraftwerk ist in der Lage, sowohl Grundlast mit Tag-Nacht-Lastzyklen zu fahren als auch beim Frequenzfahren schnelle Laständerungen in bestimmten Lastbereichen durchzuführen. Hinsichtlich schneller Laständerungen kann insbesondere das dem Druckwasserreaktor eigene inhärente Lastfolgeverhalten, unterstützt durch das gewählte Teillastdiagramm (absinkenden Frischdampfdruck bei Laststeigerung), voll ausgenutzt werden.

Im Leistungsbereich zwischen 15 und 100 % in dem die Generatorleistungs- und Kühlmitteltemperaturregelung eingeschaltet sind, können

Sprünge  $\pm 10$  % der Nennleistung ausgeführt werden und  
Rampen  $\pm 10$  % der Nennleistung/min gefahren werden.

Dabei soll zwischen zwei Sprüngen von  $\pm 10$  % eine Beharrungszeit von vier Minuten und bei kleineren Sprüngen eine proportionale Beharrungszeit liegen.

Näheres für das Fahren der Rampen siehe Abschnitt 3.2. 3.2.

Diese Werte gelten für den betriebswarmen Zustand der Anlage mit stationären Temperaturverhältnissen.

Bei Störfällen, die vom Netz ausgehen, wird der Turbosatz auf Eigenbedarfsleistung geregelt. Der Reaktor bleibt in Betrieb und reduziert seine Leistung auf ca. 40 %, unabhängig davon, ob eine Störung vom Netz oder von der Dampfkraftanlage hervorgerufen wird und solange der nach Lastabwurf noch erzeugte Dampf über die Frischdampf-Umleit-einrichtung direkt in den Kondensator geleitet werden kann.

Bei Ausfall betriebswichtiger Anlagenteile ist durch Umschaltmöglichkeiten eine Fortsetzung des Leistungsbetriebes möglich. Das Kernkraftwerk kann nach dem Ausfall von einem Reaktorkühlkreislauf mit verminderter Leistung den Betrieb unterbrechungslos fortsetzen.

Für den Betrieb der Anlage wird zwischen dem Anfahren, dem Leistungsbetrieb und dem Abfahren unterschieden. Dabei sind nach Zeichnung Nr. 3.2/1 folgende Betriebszustände der Anlage möglich:

- a) Reaktor kalt und unterkritisch
- b) Reaktor heiß und unterkritisch
- c) Reaktor kritisch - Schwachlastbetrieb
- d) Reaktor kritisch - Leistungsbetrieb

Die nachfolgende Beschreibung der Übergänge von einem Betriebszustand zum anderen beschränkt sich auf die wesentlichen Maßnahmen, die erforderlich sind, um die Reaktoranlage von einem bestimmten Anfangszustand in den geforderten Endzustand zu bringen. Im Betrieb treten nur die in Zeichnung Nr. 3.2/1 gezeigten Übergänge auf.

- A) Anfahren aus dem kalten, unterkritischen Zustand in den Schwachlastbereich
- B) Anfahren aus dem warmen, unterkritischen Zustand in den Schwachlastbereich
- C) Hochfahren aus dem Schwachlastbereich in den Leistungsbereich



D) Herunterfahren aus dem Leistungsbereich in den Schwachlastbereich

E) Abfahren aus dem Schwachlastbereich in den heißen, unterkritischen Zustand (Reaktorabschaltung)

F) Abkühlen und Nachkühlen der Anlage

Zusätzlich zu diesen Übergängen sind Teilabschaltungen oder eine vollständige Abschaltung möglich. Diese werden durch Störungen im Netz, durch Störungen der Reaktor- oder der Dampfkraftanlage verursacht.

G) Lastabwurf auf Eigenbedarf oder Turbinenschnellschluß

H) Reaktorschnellabschaltung

Beim Anfahren der Anlage wurde bewußt als Endzustand der Schwachlastbereich eingeführt, da bis zu diesem Zustand das Anfahren aus dem kalten, unterkritischen Zustand und dem heißen, unterkritischen Zustand voneinander abweichen, während das weitere Hochfahren in den Leistungsbereich für beide Fälle gilt. Der Schwachlastbetrieb beinhaltet sowohl die Deckung des Eigenbedarfs als auch den u.U. leistungsmäßig höher liegenden Bereitschaftszustand zum Hochfahren in den Leistungsbereich. Der Schwachlastbetrieb ist in erster Linie dadurch gekennzeichnet, daß die Regelung des Reaktors von Hand erfolgt, wobei das Temperaturniveau im Primärkreislauf durch die Überdruckregelung über die Turbinen oder die Frischdampfumleiteinrichtung bestimmt wird. Sowohl beim normalen Abschalten als auch bei einer Reaktorschnellabschaltung wird der Reaktor den heißen, unterkritischen Zustand erreichen und daher anschließend dem gleichen Ab- und Nachkühlvorgang unterworfen.

### 3.2.2 Anfahren

#### 3.2.2.1 Anfahren der Anlage aus dem kalten Zustand

Die gesamte Anlage befindet sich normalerweise nur nach längeren Stillständen (Brennelementwechsel) im kalten Zustand. Das Reaktorkühlsystem ist in diesem Zustand drucklos und hat eine Temperatur von ca. 50° C.

Der Druck- und Temperaturverlauf der Reaktoranlage sowie das Druckhalterwasservolumen während des Anfahrens aus dem kalten Zustand ist in Zeichnung Nr. 3.2/2 dargestellt.

Das Anfahren der Anlage läßt sich in vier Abschnitte unterteilen:

- a) Entlüften und Entgasen der Reaktoranlage
- b) Kritischmachen des Reaktors
- c) Nukleare Erwärmung der Reaktoranlage und Erwärmen der Dampfkraftanlage
- d) Anstoßen des Turbosatzes

Zum Entlüften wird der Systemdruck des Reaktorkühlsystems durch die Hochdruckförderpumpen auf ca. 30 bar angehoben. Die noch vorhandenen Lufteinschlüsse werden durch kurzzeitige Inbetriebnahme der Hauptumwälzpumpen an den höchsten Stellen der Anlage gesammelt. Die Luft wird über Entlüftungsventile in die Abgasanlage geführt. Gleichzeitig wird ein Kühlmittel-Teilstrom über das System für Wasserchemie und Volumen-Regelung abgezogen, entgast und in den Volumenausgleichsbehälter eingespeist.



Wenn das Reaktorkühlsystem vollständig entlüftet und entgast ist, wird bei laufenden Umwälzpumpen der Reaktor durch teilweises Herausziehen der Steuerelemente und anschließendem Borentzug kritisch gemacht. Durch das Herausziehen der Steuerelemente wird eine genügende Abschaltreaktivität bei Erreichen der Kritikalität sichergestellt. Die Reaktorleistung wird so weit erhöht, bis eine Aufheizgeschwindigkeit von  $40^{\circ}$  C/h erreicht ist, die es gestattet, die Anlage auf Betriebstemperatur zu erwärmen. Die durch die Temperaturerhöhung hervorgerufene Reaktivitätsänderung wird durch die Steuerelemente und durch laufende Änderung der Borsäurekonzentration im Reaktorkühlsystem kompensiert. Um in jeder Phase des Anfahrvorganges ein Sieden des Wassers und damit Kavitation am Pumpenlaufrad zu vermeiden, muß der Systemdruck dem Sättigungsdruck der Kühlmitteltemperatur vorauslaufen, um damit um einen gewissen Betrag über dem der Kühlmitteltemperatur zugeordneten Siededruck zu liegen.

Das Hochfahren aus dem kalten Zustand bedeutet für die Turbine einen Kaltstart, wenn die vorausgegangene Stillstandszeit mehr als 40 Stunden betrug. Vor Anfahren der Gesamtanlage wird die Wellendrehvorrichtung des Turbosatzes gemäß Betriebsanweisung eingeschaltet.

Etwa eine Stunde vor dem Kritischmachen des Reaktors beginnen die eigentlichen Vorbereitungen zur Inbetriebnahme des Turbosatzes: die Kühlwasserversorgung und Stopfbuchsbedampfung werden in Betrieb genommen, mit dem Evakuieren der Turbine wird begonnen. Etwa zum Zeitpunkt des Kritischmachens soll die Maschine evakuiert sein.

In der ersten Phase der Dampferzeugung wird der Dampf vor den FD-Absperrschiebern angestaut, bis ein Druck am Austritt des Dampferzeugers von etwa 5 bar erreicht wird.

Bei 5 bar beginnt das Anwärmen der Frischdampfleitungen und der Schnellschlußventilgehäuse der Turbine. Dabei steigt der Dampfdruck vor der Turbine ebenfalls auf 5 bar an, die Frischdampfumleitventile beginnen zu öffnen und führen die geringe anfallende Frischdampfmenge in den Kondensator ab. Mit Hilfe dieser Umleitventile wird der Frischdampfdruck in ca. 100 Minuten von 5 bar auf 81,5 bar gesteigert. Wenn nach etwa 10 Minuten die FD-Leitung angewärmt ist, wird die Turbine angestoßen. Etwa 100 Minuten sind erforderlich, um die Maschinen auf volle Drehzahl hochzufahren. Parallel dazu wird - wie oben erwähnt - der FD-Druck weiter gesteigert und der volle Betriebsdruck erreicht, bevor die Turbine auf Nenndrehzahl ist.

Sobald die Nenndrehzahl erreicht ist, wird synchronisiert und der Leistungs-Sollwert auf 100 % gestellt. Die weitere Belastungszeit für den Turbosatz beträgt ca. 300 Minuten. Dabei ist das Wandtemperaturgerät im Eingriff und fährt über die Turbinenregelung automatisch die Leistung auf 100 % hoch.

#### 3.2.2.2 Anfahren der Anlage aus dem heißen, unterkritischen Zustand

Das Primärsystem wird bei unterkritischem Reaktor in einem Druck- und Temperaturbereich gehalten, der in etwa dem Bereich bei Nulllast entspricht. Das Anfahren der Anlage aus warmem Zustand erfolgt daher wesentlich rascher als das Anfahren aus kaltem Zustand.



Nach dem Inbetriebsetzen der Hauptkühlmittelpumpen kann der Reaktor kritisch gemacht werden. Die Regelung des Reaktors erfolgt manuell. Der Sekundärdruck wird durch die FD-Umleit-einrichtung geregelt. Danach wird der Turbosatz angestoßen und entsprechend der Betriebsanleitung hochgefahren und anschließend synchronisiert. Das Belasten des Turbosatzes erfolgt entsprechend den Belastungsdiagrammen über den Drehzahlregelkreis bzw. über den Leistungsregelkreis. Das weitere Hochfahren der Anlage erfolgt dann wie nachfolgend beschrieben.

### 3.2.2.3 Hochfahren der Anlage in den Leistungsbereich

Das Hochfahren schließt zeitlich an die unter 3.2.2.1 und 3.2.2.2 beschriebenen möglichen Anfahrvorgänge an. Die Leistung von Turbine und Reaktor wird stufenweise auf ca. 30 % angehoben und dann die Reaktorkühlmitteltemperaturregelung auf Automatik geschaltet. Die Leistung kann daraufhin durch Änderung des Generatorleistungswertes bis zu dem geforderten Lastpunkt unter Berücksichtigung der zulässigen Laständerungsgeschwindigkeiten hochgefahren werden. Der Sollwert für die mittlere Kühlmitteltemperatur steigt unabhängig von der Generatorleistung auf die volle Betriebstemperatur an.

### 3.2.2.4 Anfahr- und Belastungsverhalten des Turbosatzes

#### Allgemeines

Der Begriff "instationärer Betrieb" umfaßt die Betriebszustände einer Dampfturbine mit zeitlicher Änderung von Drehzahl, Leistung, Druck und Temperaturen. Bei instationärem

Betrieb einer Turbine treten in den von Dampf berührten Bauteilen Temperaturänderungen auf, die Beanspruchungen durch Wärmedehnungen hervorrufen. Im Interesse einer langen Lebensdauer der Turbine ist es notwendig, die Temperaturänderungen zu begrenzen. Neben dieser Begrenzung für die Temperaturänderung sind auch Relativdehnungen von Welle und Gehäuse zu beachten. Die axialen und radialen Spiele zwischen rotierenden und feststehenden Bauteilen sind so bemessen, daß die auftretenden Relativdehnungen aufgenommen werden, solange die zulässigen Temperaturen nicht überschritten werden. In Störfällen können jedoch Verhältnisse auftreten, die eine Beachtung der Relativdehnungen sowie weitere Größen, z.B. Schwingungen, Formänderungen der Gehäuse u.a. erforderlich machen.

Die Temperaturänderungen in den Bauteilen werden vorwiegend von den Größen

- Änderung der Dampftemperaturen vor den Schnellschlußventilen
- Änderung der Turbinenleistung

bestimmt.

Die Begrenzungsdiagramme für den instationären Betrieb berücksichtigen diese Größen und die zulässigen Werkstoffbeanspruchungen. (Abbildung 3.2/6)

Die Turbine ist mit einem Wandtemperatur-Gerät (WT-Gerät) ausgerüstet und wird zweckmäßigerweise nach dessen Meßwerten unter Beachtung der Grenzwerte betrieben.



Den Diagrammen wurde eine auf Lebensdauer bezogene Werkstoffbeanspruchung zugrunde gelegt. Bei häufigen und größeren Überschreitungen der Diagrammwerte können unzulässige Verformungen und Risse auftreten.

#### Anfahren und Belasten

Nach dem Abfahren und vor dem Anfahren muß die Turbinenwelle zur Vermeidung von thermischen Verkrümmungen ausreichend lange im Turnbetrieb gedreht werden.

Anwärmen der Schnellschlußventile nach den Diagrammen (1) und (2). (Abbildung 3.2/6)

Sobald der Naßdampf vor den Stellventilen mindestens einen Dampfgehalt von 0,97 hat, kann der Anfahrvorgang der Turbine beginnen. So ist es möglich, das Anwärmen der Schnellschlußventile und das Anfahren der Turbine zum Teil gleichzeitig auszuführen.

Steigern der Drehzahl nach Diagramm (3) (Abbildung 3.2/6)

Beim Hochfahren der Turbine auf Nenndrehzahl sind die kritischen Drehzahlbereiche schnell zu durchfahren. Die Zeit für das Synchronisieren ist in Diagramm (3) enthalten.

### 3.2.3 Leistungsbetrieb

Die Beschreibung des Leistungsbetriebes der Anlage wird in zwei Abschnitte unterteilt. Im ersten Teil wird das stationäre Verhalten der Anlage bei Voll- und Teillastbetrieb beschrieben. Der zweite Abschnitt gibt einen Überblick über das Verhalten der Anlage bei normalen Leistungsänderungen und die Ergebnisse von Untersuchungen über das Zeitverhalten der Anlage auf dem Analogrechner.

#### 3.2.3.1 Stationäres Teillastverhalten

Infolge der für Druckwasser-Reaktoren charakteristischen Reaktivitätskoeffizienten von Kühlmittel und Brennstoff wurde ein Betrieb mit konstanter Kühlmitteltemperatur gewählt. Allerdings bedeutet eine konstante mittlere Kühlmitteltemperatur keineswegs auch eine über den gesamten Leistungsbereich konstante Frischdampf-temperatur und damit konstanten Frischdampfdruck. Bei gleichbleibender Dampferzeuger-Heizfläche, unverändertem primärseitigen Kühlmitteldurchsatz und annähernd konstanten Wärmedurchgangszahlen ändert sich die für die Wärmeübertragung maßgebende Temperaturdifferenz proportional zur Last, d.h. mit abnehmender Leistung steigt die Frischdampf-temperatur und damit der Druck (s. Teillastdiagramm nach Zeichnung Nr. 3.2/3). Konstanter Druck vor der Turbine könnte dagegen mit einem Regelprogramm erreicht werden, bei dem mit abnehmender Last die Kühlmitteltemperatur auf der Reaktor-seite abgesenkt wird. In diesem Falle müßte allerdings eine größere Steuerelementbewegung in Kauf genommen werden, um bei Laständerungen die Wirkung der Temperaturkoeffizienten zu kompensieren.



Bei der Auswahl des Regelprogrammes wurden die Auswirkungen auf die Auslegung der Dampfkraftanlage und die geplante Betriebsweise gegeneinander abgewogen.

Ein Regelprogramm "konstante mittlere Kühlmitteltemperatur über den ganzen Lastbereich" ermöglicht eine einfache Reaktorregelung, verlangt aber einen höheren Auslegungsdruck für die Dampfkraftanlage, da bei Nulllast der Dampfdruck vor der Turbine auf den der mittleren Kühlmitteltemperatur entsprechenden Sättigungsdruck ansteigt. Das für das angebotene Kernkraftwerk vorgeschlagene Regelprogramm vereinigt den Vorteil guter Selbstregelung (geringe Steuerelementbewegung) und großer Laständerungsgeschwindigkeit (konstante mittlere Kühlmitteltemperatur) mit dem Vorteil eines begrenzten Auslegungsdruckes der Dampfkraftanlage.

Der Verlauf der reaktor- und dampfseitigen Temperaturen und Drücke für das vorgesehene Teillastprogramm ist in Zeichnung Nr. 3.2/3 in Abhängigkeit von der Leistung aufgetragen. Mit abnehmender Last steigt der Frischdampfdruck bei konstanter mittlerer Kühlmitteltemperatur an. Ebenso wird der Ansprechwert der Frischdampf- Umleiteinrichtung entsprechend den Teillastdiagramm von der Generatorleistung nachgeführt und bei 81,5 bar konstant gehalten. Die Sicherheitsventile der Dampfkraftanlage sind in ausreichendem Abstand über dem maximalen Ansprechwert der FD-Umleiteinrichtung eingestellt.

Nach diesem Teillastverfahren wird die Anlage im Lastbereich 50 % bis 100 % gefahren.

Das Abfahren des Reaktors auf Leistungen unter 50 % erfolgt durch Absenken des Sollwertes für die Kühlmitteltemperaturregelung abhängig von der Generatorleistung (gestrichelte Kurve der mittleren Kühlmitteltemperatur in Zeichnung 3.2/3).

Soll die Anlage auf Leistungen unterhalb 30 % abgefahren werden, so spricht bei einer Teillast von 30 % die Frischdampfumleiteinrichtung an, wodurch die Reaktorleistung zunächst konstant gehalten wird. Bei weiterer Absenkung der Generatorleistung wird die überschüssige FD-Menge über die FD-Umleiteinrichtung abgeblasen.

Soll dann ein Ansprechen der Frischdampf-Umleiteinrichtung vermieden werden, so kann der Kühlmitteltemperatur-Sollwert von Hand weiter abgesenkt werden, so daß der FD-Druck nicht über 78,45 bar ansteigt. Nach diesem Verfahren kann jedoch nur auf Reaktorleistungen  $\geq 15$  % abgefahren werden, da die Güte der Kühlmitteltemperaturregelung unterhalb dieser Teillast stark nachläßt.

Soll der Reaktor auf kleinere Leistung gefahren werden (z. B. Eigenbedarfsleistung ca. 5 %), so wird auf Handregelung umgeschaltet. Der FD-Druck wird dann durch Druckregelung mit Hilfe der FD-Umleitstation konstant gehalten. Die Kühlmitteltemperaturen stellen sich dann entsprechend den ausgezogenen bzw. strichlierten Kurven im Teillastdiagramm (s. Zeichnung Nr. 3.2/3) ein.

Während des stationären Betriebes der Reaktoranlage wird der Systemdruck durch die Druckregelung auf 158 bar gehalten. Der Druckhalter-Abblasetank ist betriebsbereit, d.h. er ist bis zum Normalwasserstand gefüllt und besitzt das erforderliche Gaspolster.



Während des Leistungsbetriebes wird kontinuierlich Kühlmittel aus dem Reaktorkühlsystem vom Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem abgezogen und zugespeist. Im Leistungsbereich ist die abgezogene Kühlmittelmenge gleich der nachgespeisten Menge, da der Sollwert des Druckhalterwasserstandes konstant ist. Das vom Reaktorkühlsystem abfließende Wasser wird im Volumen-Regel-system auf eine Temperatur von ca. 50° C abgekühlt und strömt nach der Entspannung in den Ausgleichsbehälter. Das von den Hochdruckpumpen zurückgeförderte Wasser wird dann im Wärmeaustauscher rekuperativ vorgewärmt und wieder dem Reaktorkühlsystem zugespeist.

Um die Konzentration der Borsäure im Kühlmittel kontinuierlich den jeweiligen Erfordernissen anpassen zu können, wird zur Erhöhung der Konzentration dem Reaktorkühlkreislauf stark boriertes Wasser zugespeist und die entsprechende Menge Wasser abgezogen. Diese Vorgänge sind beendet, sobald die Steuerelemente wieder in der vorgeschriebenen Position sind. Kurzzeitige Reaktivitätsstörungen werden nicht mit Hilfe des Chemikalieneinspeisesystems, sondern durch entsprechende Steuerelementbewegung kompensiert.

#### 3.2.3.2 Laständerungen

Zweckmäßigerweise unterscheidet man beim Betrieb eines Kernkraftwerkes zwischen schnellen, fast sprungförmigen, in ihrer Größe jedoch begrenzten Laständerungen, und Lastrampen, die über den regelbaren Leistungsbereich mit einer bestimmten, gleichmäßigen Laständerungsgeschwindigkeit erfolgen.

Aufgrund der negativen Temperaturkoeffizienten von Brennstoff und Kühlmittel wäre der Druckwasserreaktor in der Lage, jeder an der Turbine durchgeführten Laständerung ohne Steuerelementbewegung zu folgen.

Dies hätte jedoch zur Folge, daß sich bei Teillast eine höhere Kühlmitteltemperatur und damit auch ein höherer Frischdampfdruck einstellen würde, und zwar umso höher, je größer die Borkonzentration und damit der Temperaturkoeffizient des Kühlmittels ist (Kennlinie des unregulierten Reaktors). Um dies zu verhindern, wird im Leistungsbereich 50 + 100% die mittlere Kühlmitteltemperatur konstant gehalten und die Reaktivitätsdifferenz mit Steuerelementen kompensiert.

#### Sprungförmige Laständerungen

Es sind sprungförmige Laständerungen, wie auf Seite 3.2-1 genannt, möglich.

In Zeichnung Nr. 3.2/4 ist als Ergebnis einer Analogrechneruntersuchung das Verhalten des "unregulierten" dem des "geregelten Reaktors" bei einem Lastsprung um 10% (von 100% auf 90% und wieder zurück) gegenübergestellt. Während die Reaktorleistung im Fall "mit Regelung" (ausgezogene Kurven) der Laständerung sehr schnell folgt und infolgedessen nur kleine Temperaturabweichungen auftreten, tritt die Änderung der Reaktorleistung im Fall "ohne Regelung" aufgrund der negativen Temperaturkoeffizienten erst als Folge der Temperaturabweichung auf (gestrichelte Kurven). Nach kurzer Zeit läuft die Reaktorleistung stabil in den neuen Endwert ein. Der Vergleich macht deutlich, daß die Kühlmitteltemperaturregelung durch das natürliche Verhalten des Reaktors gut unterstützt wird.



Die Aufeinanderfolge von zwei Lastsprüngen ist mit einem zeitlichen Abstand von 2 min zulässig. Ein unzulässiges Absinken des Systemdruckes und damit ein Erreichen des Ansprechwertes der DNB-Leistungsbegrenzung und in dessen Folge eine Herabsetzung des Sollwertes für die Generatorleistung um ca. 10% wird damit vermieden.

#### Rampenförmige Laständerungen

Im Leistungsbereich zwischen 15% und 100% sind rampenförmige Laständerungen von  $\pm 10\%/min$  der Nennleistung möglich. Beim Durchfahren des unteren Leistungsbereiches von 15% bis 60%, in dem größtenteils noch nicht mit konstanter Kühlmitteltemp. gefahren wird, sollen mit Rücksicht auf Volumenänderungen des Kühlkreislaufes Pausen eingelegt, oder mit geringerer Laständerungsgeschwindigkeit gefahren werden, so daß dieser Bereich in ca. 25 min durchlaufen wird.

Aufgrund des gewählten Teillastprogrammes - ansteigender FD-Druck bei Teillast und Nachfahren des Sollwertes für die FD-Umleiteinrichtung - ist das Abfahren mit obigen Werten ohne Abblasen über die FD-Umleiteinrichtung durchführbar.

Wird Abblasen in Kauf genommen, kann die Turbine beliebig schnell abgefahren werden. Beim Hochfahren kann wegen des absinkenden FD-Druckes die Speicherfähigkeit der Dampferzeuger voll ausgenutzt werden.

Unterhalb einer Leistung von 50% wird der Sollwert der mittleren Kühlmitteltemperatur abhängig von der Generatorleistung abgesenkt, wobei bis auf ca. 15% geregelt gefahren werden kann. Unterhalb von 15% wird der Reaktor von Hand gefahren.

#### 3.2.3.3 Lastabwurf

Bei einem Abwurf der Netzleistung fährt die Turbine in kürzester Zeit selbsttätig von Nennleistung auf Eigenbedarfsleistung ab.

Eine Reaktorschnellabschaltung erfolgt nicht, sondern die Reaktorleistung wird, unterstützt durch einen teilweisen Einwurf von Steuerelementen, zunächst auf ca. 30 % zurückgeregelt, wobei die überschüssige FD-Menge über die FD-Umleiteinrichtung in den Kondensator abgeführt wird. Von dieser Laststufe ist ein schnelles Wiederhochfahren der Anlage möglich.

Soll die Anlage für längere Zeit auf Eigenbedarfsleistung gefahren werden, so kann die Reaktorleistung so weit zurückgenommen werden, bis die Ventile der Frischdampfumleiteinrichtung schließen.

Das Verhalten der Reaktoranlage bei Lastabwurf ist ähnlich wie bei einem Turbinenschnellschluß, der im Abschnitt 3.3.2 beschrieben ist (siehe auch Zeichnung Nr. 3.3/2).

#### 3.2.4 Abfahren

##### 3.2.4.1 Herunterfahren der Anlage auf Schwachlast

Um die Anlage von normalen Leistungsbetrieb auf Schwachlast herunterzufahren, wird der Leistungssollwert an der Turbine über die Sollwertbegrenzungseinrichtung entsprechend der zulässigen Laständerungsgeschwindigkeit abgefahren. Der Reaktor folgt über die Regeleinrichtung durch Einfahren der Steuerelemente automatisch der Laständerung bis auf ca. 30 % Teillast nach. Der Frischdampfdruck steigt dabei von 68,65 bar auf 78 bar an. Der Ansprechdruck der FD-Umleiteinrichtung wird gleichzeitig mit einer Zeitverzögerung von seinem ursprünglichen Wert von 71,6 bar auf 81,5 bar angehoben.



Während des Herunterfahrens verringert sich wegen der Absenkung der Kühlmitteltemperatur das Kühlmittelvolumen. Der Sollwert des Wasserstandes im Druckhalter wird deshalb als Funktion der mittleren Kühlmitteltemperatur abgesenkt.

Soll die Reaktorleistung auf eine Leistung unterhalb 30 % z.B. auf Eigenbedarfsleistung abgefahren werden, so kann dies entsprechend den im Abschnitt 3.2.3.1 beschriebenen Möglichkeiten erfolgen.

#### 3.2.4.2 Abfahren der Anlage in den heißen, unterkritischen Zustand

Das Abfahren in den heißen unterkritischen Zustand schließt zeitlich an das oben beschriebene Herunterfahren der Anlage an.

Der Reaktor wird von Hand abgeschaltet. Um ihn mit ausreichender Abschaltreaktivität unterkritisch zu machen, genügt es, in diesem Falle sämtliche Steuerelemente voll einzufahren. Die Borkonzentration muß nicht sofort erhöht werden.

Die anfallende Nachzerfallswärme und die im Reaktorkühlsystem gespeicherte Wärme wird über die Dampferzeuger an die Dampfkraftanlage abgeführt. Die Stellventile der Turbine werden geschlossen und der erzeugte Dampf durch die FD-Umleiteinrichtung in den Hauptkondensator geleitet, wobei der Ansprechdruck des Druckreglers auf einen Wert von 81,5 bar eingestellt ist. Dieser Druck entspricht dem Betriebsdruck bei Nulllast, aus dem die Turbine wieder angefahren werden kann.

Die Speisewasserversorgung wird von der Notspeisewasserpumpe übernommen. Nach Absinken der Turbinendrehzahl auf ca. 200 U/min wird die Wellendrehvorrichtung eingeschaltet, die die Drehzahl auf etwa 80 U/min hält. Die Hauptkühlmittelpumpen können nach dem Abfahren abgeschaltet werden, da die Wärmeabfuhr im Reaktorkühlsystem durch Naturumlauf ausreicht, die Temperaturen langsam abzusenken. Das Druckhaltesystem, das Chemikalieneinspeisesystem und das Volumenregelsystem bleiben zunächst in Betrieb.

#### 3.2.4.3 Abkühlen und Nachkühlen der Anlage

Um Reparaturarbeiten an der Reaktoranlage oder einen Brennelementwechsel durchzuführen, muß die Anlage aus dem zuvor beschriebenen heißen unterkritischen Zustand in den kalten Zustand abgefahren werden.

Systemdruck und -temperatur entsprechen zu Beginn etwa den Werten bei Nulllast.

Vor dem Absenken der Systemtemperaturen wird vom Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem boriertes Wasser in den Reaktorkühlkreislauf gefördert, damit die für den kalten, abgeschalteten Reaktor notwendig erhöhte Borkonzentration im Kühlmittel hergestellt wird.

Die anfallende Nachzerfallswärme wird so lange über die Dampferzeuger in den Kondensator abgeführt, bis das Nachkühlsystem die Wärmeabfuhr übernehmen kann. Um die zulässige Abkühlgeschwindigkeit der Anlage nicht zu überschreiten, wird der Sollwert für den Ansprechdruck der FD-Umleiteinrichtung nur in den vorgegebenen Grenzen reduziert.



Während des Abkühlens des Reaktorkühlsystems bleiben normalerweise zwei Hauptkühlmittelpumpen in Betrieb, um alle Anlagenteile durch genügend hohen Durchsatz gleichmäßig schnell abzukühlen. Zur Druckabsenkung wird Kühlmittel aus den Kreisläufen bzw. vom Volumenregelsystem in den Druckhalter eingesprüht. Die Sprühmenge wird durch die zulässige Abkühlgeschwindigkeit des Druckhalters begrenzt. Wenn die Kühlmitteltemperatur auf etwa  $150^{\circ}\text{C}$  abgesunken ist, wird die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger eingestellt. Die weitere Abkühlung des Primärkreislaufes übernimmt das Nachkühlsystem. Ab ca. 30 bar wird der Druck vom Druckhalter so lange konstant gehalten, bis die Kühlmitteltemperatur ca.  $60^{\circ}\text{C}$  erreicht hat. Nach Erreichen einer Kreislaufumlauftemperatur von  $60^{\circ}\text{C}$  werden die beiden noch laufenden Hauptkühlmittelpumpen abgeschaltet. Die weitere Druckabsenkung erfolgt nur durch Sprühen über das Volumenregelsystem. Mit fallendem Druck wird der Druckhalterwasserstand, abhängig von den später zu erfolgenden Maßnahmen, entweder stetig angehoben oder konstant gehalten. Wenn kein Überdruck mehr im System herrscht, wird die Druckhalterentlüftung geöffnet. Das Nachkühlsystem bleibt zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung in Betrieb, wodurch die Systemtemperatur langsam weiter absinkt (siehe Zeichnung 3.2/5).

Sind jedoch alle Hauptumwälzpumpen ausgefallen, so wird die Anlage durch entsprechend langsames Verstellen des Ansprechdruckes der FD-Umleiteinrichtung mit Naturumlauf abgekühlt. Die Druckabsenkung erfolgt durch zeitweises Umschalten der Einspeisemenge der Hochdruckförderpumpen auf die Druckhaltersprüheinrichtung. Nachdem der Druck und die Temperatur weit genug reduziert wurden, übernimmt das Nachkühlsystem die weitere Wärmeabfuhr. Die Anlage wird, wie oben beschrieben, jetzt ohne Konstanthalten des Druckes bei ca. 30 bar, weiter abgekühlt.

### 3.3           Abschaltungen

#### 3.3.1        Schnellabschaltung   des Reaktors

Werden Betriebszustände erreicht, die eine Gefährdung der Anlage zur Folge haben könnten, so wird bei Überschreitung der entsprechenden Grenzwerte eine Schnellabschaltung ausgelöst (vgl. Reaktorschutzsystem Abschnitt 2.7.6). Die Steuerelemente fallen durch ihr Eigengewicht in den Reaktor und machen ihn unterkritisch. Wie aus Zeichnung Nr. 3.3/1 zu ersehen ist, geht die Reaktorleistung fast sprunghaft auf etwa 18% zurück und erreicht nach ca. 40 s den vom Reaktorvorleben abhängigen Wert der Nachzerfallsleistung. Die für den Verlauf der Kühlmitteltemperatur wichtige Heizflächenbelastung der Brennelemente klingt aber wegen der in den Brennstäben gespeicherten Energie etwas langsamer mit einer Zeitkonstante von etwa 7 s ab. Gleichzeitig mit der Schnellabschaltung des Reaktors wird Turbinenschnellschluß ausgelöst, um eine unzulässige Abkühlung der Primärkreisläufe auszuschließen. Nach einer Schnellabschaltung spricht die FD-Umleiteinrichtung erst bei ihrem Höchstwert von 81,5 bar an. Dies hat den Vorteil, daß die Kühlmitteltemperatur nicht zu tief absinkt, wodurch unzulässige Temperaturgradienten vermieden werden. Die FD-Umleiteinrichtung bewirkt, daß der Frischdampfdruck nur unwesentlich über 81,5 bar überschwingt, so daß die Sicherheitsventile der Dampfkraftanlage nicht ansprechen.



### 3.3.2 Turbinenschnellschluß oder Lastabschaltung

Bei Turbinenschnellschluß oder Lastabschaltung wird der Frischdampf über die FD-Umleiteinrichtung in den Kondensator abgeführt. Der Reaktor wird durch die Kühlmitteltemperaturregelung, unterstützt durch Steuerelementeinwurf, auf 30 % Teillast abgefahren.

Der Steuerelementeinwurf wird durch einen Vergleich der Leistungen von Reaktor und Turbogenerator eingeleitet. Er bewirkt eine sehr rasche Reduzierung der Reaktorleistung, wodurch der Temperaturanstieg im Primärkreislauf klein gehalten wird. Als Ergebnis einer Analogrechner-Studie zeigt die Zeichnung Nr. 3.3/2 (ausgezogene Kurven), daß die Auslegung der FD-Umleiteinrichtung auf ca. 40% der Vollastdampfmenge (bei 71,6 bar) ausreichend bemessen ist. Die Druckbegrenzung im Reaktorkühlkreislauf erfolgt durch Sprühen.

Wenn die Turbine nicht bald wieder in Betrieb genommen werden kann, wird der Reaktor zunächst durch Absenken des Kühlmitteltemperatursollwertes geregelt auf ca. 15% abgefahren. Anschließend wird er von Hand in den Zustand "Nullast heiß" gebracht. Liegt eine Fehlabschaltung der Turbine vor, kann die Gesamtanlage sehr schnell wieder auf Vollast gebracht werden.

Bei einem Turbinenschnellschluß, der durch das Ansprechen des Kondensatorschutzes ausgelöst wird, werden die FD-Umleitventile verriegelt, so daß der FD-Druck auf den Ansprechdruck der FD-Sicherheitsventile ansteigt. Da in diesem Fall der Druckanstieg im Reaktorkühlkreislauf nicht mehr durch Sprühen beherrscht werden kann, wird so frühzeitig eine Abschaltung des Reaktors ausgelöst, daß die Druckhalter-Sicherheitsventile nicht ansprechen. Siehe dazu Zeichnung Nr. 3.3/2, gestrichelte Kurven.

### 3.4 Radioaktivität und Strahlenschutz

#### 3.4.1 Allgemeine Grundsätze

Der Planung des Kernkraftwerkes liegen bezüglich des Strahlenschutzes und der Verhinderung der Ausbreitung von Radioaktivität die folgenden Gesichtspunkte zugrunde:

- Klare räumliche Trennung zwischen nuklearem und konventionellem Teil der Anlage. Damit verbunden ist die Beschränkung der Radioaktivität auf definierte Bereiche.
- Auslegung der Abschirmeinrichtungen und nuklearen Lüftungsanlagen so, daß die für beruflich strahlenexponierte Personen zulässige Dosis von 5 rem je Jahr nicht ausgeschöpft wird. Dadurch steht noch eine Sicherheitsspanne für die Strahlenbelastung des Personals bei Reparaturen, Störfällen etc. zur Verfügung.
- Die Abgabe flüssiger und gasförmiger radioaktiver Stoffe an die Umgebung wird möglichst gering gehalten.

Alle zum nuklearen Teil des Kernkraftwerkes gehörenden Anlagenteile sind in zum Kontrollbereich gehörenden Gebäuden - Reaktorgebäude und Reaktorhilfsanlagengebäude - untergebracht. In allen übrigen Gebäuden befinden sich keine Strahlenquellen. Diese Gebäude und der übrige Kraftwerksbereich gelten als Überwachungsbereich.

Der geschlossene Kreislauf des Druckwasserreaktors verhindert ein unkontrolliertes Entweichen von radioaktiven Stoffen in die Umgebung. Auch im Falle, daß an Brennstäben im



Reaktor Hüllrohrschäden auftreten und folglich Spaltprodukte in das Reaktorkühlmittel gelangen, kann der Betrieb des Kernkraftwerkes ohne Einschränkung fortgesetzt werden. Dies wird ermöglicht durch Anlagen sowohl zur Entfernung von radioaktiven Stoffen aus Wasser und Luft als auch zur Lagerung dieser Stoffe, bis sich ihre Aktivität stark verringert hat.

Die Abgabe flüssiger und gasförmiger radioaktiver Stoffe wird dadurch so gering gehalten, daß die Dosisrichtwerte für die Umgebungsbelastung eingehalten werden.

#### 3.4.2 Angaben zur Abschirmung

Die Strahlenabschirmung im Kernkraftwerk wird in der Hauptsache durch folgende Einrichtungen bewirkt:

- die Abschirmung des Reaktors (Reaktorschild)
- die Abschirmung des Hauptkühlkreislaufes,
- Einzelabschirmung für Komponenten der Hilfs- und Nebenanlagen sowie für radioaktive Abfälle,
- die Abschirmung, die die druckfeste Sicherheitshülle umgibt und den Schutz der Umgebung vor der Direktstrahlung bei Unfällen bewirkt (Außenschild).

##### 3.4.2.1 Reaktor

Die Auslegung der Abschirmung für den Reaktor wird durch die im Reaktorkern entstehenden schnellen Neutronen und durch prompte Spaltgammastrahlung sowie durch die Einfanggammastrahlung bestimmt, die im Reaktorkern, Reflektor

und den verschiedenen Abschirmschichten (Kernbehälter, Druckbehälter, Beton) entsteht. Darüber hinaus ist die Aktivierung des Betons wegen der Strahlenbelastung nach Abschalten des Reaktors zu berücksichtigen. Die Dicke der Betonabschirmung beträgt etwa 200 cm.

Zur Abführung der Wärme wird die innerste Zone des Reaktorschildes (Beton) mit Luft gekühlt. Der Spalt zwischen dem Druckbehälter und dieser Betonabschirmung ist geschlossen und damit von den Anlagenräumen abgetrennt. Daher wird der Austritt von Argon-Aktivität vermieden.

Die Abschirmung des Kernes nach oben erfolgt durch eine Kühlmittelschicht (mit Führungsgerüst), den Druckbehälterdeckel und durch Abdeckriegel aus Beton. Die Abdeckriegel haben eine Dicke von ca. 100 cm.

In der dicken Wasserschicht werden die Neutronen sehr gut moderiert und absorbiert, so daß der Deckel des Druckbehälters nur schwach aktiviert wird und die Neutronendosisleistung über den Abdeckriegeln verschwindend klein ist. Die Abdeckriegel reduzieren vor allem die Gammastrahlung.

Die Neutronenflußverteilung und Gammastrahlung wird mit dem eindimensionalen Transportcode ANISN berechnet.

#### 3.4.2.2 Reaktorkühlsystem

Die vom Reaktorkühlsystem ausgehende Strahlung wird vom Splitterschutzzyylinder (bis zu 160 cm Beton) sowie vom Aussenschild abgeschirmt. Diese Strahlung geht von Radionukliden aus, deren Herkunft im Abschnitt 3.4.3 im einzelnen beschrieben wird. Der Vergleich der verschiedenen Aktivitäten



3.4 - 4

im Reaktorkühlsystem zeigt, daß dessen Abschirmung praktisch nur nach der N 16-Aktivität auszulegen ist. Nach Abschalten des Reaktors klingt die Aktivität des N 16 sehr rasch ab, während die der Korrosions- und Spaltprodukte zum Teil lange Zeit erhalten bleibt. Der Zugang zu den Dampferzeugerräumen bei abgeschaltetem Reaktor zur Wartung der Anlagen des Reaktorkühlsystems ist deshalb nur für beschränkte Zeitmöglich. Die Strahlung vom Reaktorkühlsystem nach Abschalten des Reaktors rührt zum Teil von den Radionukliden im Kühlmittel her, zum Teil von den Korrosions- und Spaltprodukten, die sich im Laufe der Zeit an den Wandungen des Reaktorkühlsystems abgelagert haben.

Zur Verminderung der Strahlenbelastung beim Begehen der Räume des Reaktorkühlsystems für Wartung und Reparatur sind Teile dieses Systems für sich abgeschirmt: Einzelabschirmung der Dampferzeuger; Trennung der Motoren der Hauptkühlmittelpumpen von den radioaktiven Pumpenteilen durch Zwischendecken; Zusammenfassung der Ventile des Druckhalters und Druckhalterabblasetanks in einem gesonderten Armaturenraum usw..

Der Zugang zu den einzelnen Komponenten ist mit kurzen Wegen auf verschiedenen Koten und von verschiedenen Seiten möglich.

### 3.4.2.3 Brennelementwechsel und Brennelementlagerung

Beim Brennelementwechsel wird das Reaktorbecken mit borier-tem Wasser geflutet, und zwar bis in einer Höhe von etwa 11 m über dem Reaktorkern. Die Strahlung vom Reaktorkern

3.4 - 5

ist daher oberhalb der Wasseroberfläche vernachlässigbar klein. Die einzelnen Brennelemente sind beim Umsetzen und Wechseln stets mit mindestens 3,5 m Wasser bedeckt. Die Dosisleistung auf der Manipulierbrücke wird dann wesentlich von der Strahlung des Beckenwassers bestimmt und beträgt erfahrungsgemäß weniger als 10 mrem/h. Die Brennelemente werden im Brennelementbecken gelagert, das sich neben dem Reaktorbecken befindet. Sie sind mit etwa 8,0 m Wasser bedeckt. Diese Wasserhöhe ist bei weitem ausreichend zur Abschirmung der Strahlung der Brennelemente. Die Wandstärke zwischen Reaktorraum und Brennelementbecken beträgt ca. 140 cm; die übrigen Wände sind bis zu 180 cm und der Boden des Brennelementbeckens ist etwa 200 cm dick.

#### 3.4.2.4 Hilfs- und Nebenanlagen

Außer den bisher beschriebenen Strahlenquellen gibt es noch zahlreiche Hilfs- und Nebenanlagen, die aktivitätshaltig sind und deshalb abgeschirmt werden müssen. Die wichtigsten Anlagenteile und ihre Abschirmungen sind in Tabelle 3.4/1 aufgeführt. Die angegebenen Wandstärken gelten für den Fall, daß der angrenzende Raum ständig begehbar ist.

Die Komponenten der Systeme sind weitgehend gegeneinander abgeschirmt. Insbesondere werden Armaturen getrennt von Behältern in Armaturenräumen untergebracht. Soweit größere Dosisleistung an den Armaturen auftreten können, erfolgt die Bedienung der Betriebsarmaturen außerhalb der Armaturenräume.



#### 3.4.2.5 Außenschild

Das Reaktorgebäude ist von einem starken Außenschild aus Beton umgeben. Es dient in erster Linie zum Schutz der Anlage gegen Einwirkung von außen. Bei größeren Aktivitätsfreisetzungen in der Sicherheitshülle wird die Strahlung in die Umgebung durch den Außenschild stark reduziert. Zur Abschirmung der Strahlung bei einem Bruch der Hauptkühlmitteleitung (GaU) ist eine Wandstärke von 80 cm Beton ausreichend. Die tatsächliche Wandstärke ist aus dem oben genannten Grund jedoch erheblich größer. Bei Normalbetrieb wird die Strahlung aus dem Reaktorgebäude durch den Außenschild auf vernachlässigbare Werte reduziert.

#### 3.4.3 Radioaktivität im Hauptkühlmittelkreislauf und in angeschlossenen Systemen (Volumenregel- und Reinigungssystem, Kühlmittelaufbereitung)

Von den gesamten im Kernkraftwerk entstehenden radioaktiven Stoffen ist die weitaus überwiegende Menge im Brennstoff gebunden. Soweit radioaktive Stoffe die Brennelemente verlassen oder in ihrer Nachbarschaft entstehen, werden sie im Hauptkühlmittelkreislauf zurückgehalten, der mit den direkt angeschlossenen Kreisläufen zur Kühlmittelpreinigung und -aufbereitung als geschlossenes System aufzufassen ist. Erst wenn radioaktive Stoffe dieses System z.B. durch Austausch oder Leckagen verlassen, ist mit ihrer Abgabe aus dem Kraftwerk zu rechnen. Diese Abgabe wird durch verschiedene Maßnahmen, die in späteren Abschnitten beschrieben werden, möglichst gering gehalten.

Die Ausführungen in diesem Abschnitt und den folgenden werden im Aktivitätsfließschema (Abb. 3.4/1) in vereinfachter Weise dargestellt. Diesem Fließschema liegt eine Modellrechnung zugrunde, die von typischen Werten, nicht von Maximalwerten ausgeht.

#### 3.4.3.1 Spaltprodukte

Bei völlig dichten Brennstabhüllrohren gelangen Spaltprodukte nur infolge der Hüllrohr-Oberflächenverschmutzung mit Kernbrennstoff, die auch bei sorgfältiger Reinigung der Brennelemente auftritt und erfahrungsgemäß in der Größenordnung  $10^{-8}$  g  $UO_2$  je  $cm^2$  Oberfläche liegt, in das Hauptkühlmittel.

Bei Kraftwerksbetrieb sind jedoch kleinere Defekte an den Hüllrohren einzelner Brennstäbe nicht auszuschließen, wodurch deren Spaltprodukt-Rückhaltevermögen verringert wird. Der geschlossene Hauptkühlmittelkreislauf läßt eine relativ große Freisetzung von Spaltprodukten in das Kühlmittel zu, ohne daß der Reaktorbetrieb beeinträchtigt wird. Die Zusammensetzung der Spaltprodukte aus den Brennstäben entspricht, wie die Erfahrung zeigt, etwa der nach dem Diffusionsmodell zu erwartenden Mischung. Von den bei Betrieb im Brennstoff gebildeten primären Spalt- und Nachfolgeprodukten haben für die weiteren Betrachtungen die Xenon-, Krypton- und Jodisotope Bedeutung. Berücksichtigt man alle Edelgasnuklide mit Halbwertzeiten über 1 s, so ergibt sich eine Edelgasfreisetzung von etwa 19 Ci/s. Die Jodfreisetzung beträgt 0,54 Ci/s. Wegen der langen Verweilzeit



3.4 - 8

der Spaltnuklide im Kühlmittelkreislauf sind für die Auslegung der Systeme zur Beseitigung radioaktiver Stoffe sowie für die Aktivitätsabgabe alle radioaktiven Nuklide mit Halbwertszeiten unter 20 min ohne Bedeutung. In Tabelle 3.4/2 sind die hier benutzten Freisetzungsraten (aus dem Brennstoff in das Hauptkühlmittel) für die Nuklide, welche für die Auslegung bestimmend sind, zusammengestellt.

Ferner sind in Tabelle 3.4/2 noch für Sr 90 und Cs 137 die verwendeten Freisetzungsraten aufgeführt.

Die gewählten Absolutwerte der Freisetzungsraten bzw. die daraus resultierenden Kühlmittelaktivitäten wurden mit Ausnahme von kurzzeitigen Spitzenwerten bei starken Leistungsänderungen bisher in keinem unserer in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoren überschritten.

Die Aktivitätskonzentration im Kühlmittel wird außer durch die Aktivitätsfreisetzung auch von den Reinigungsanlagen bestimmt (vgl. Abschnitt 3.4.3.3). Bei der Auslegung dieser Einrichtungen wird der Möglichkeit größeren Spaltprodukthanfalls Rechnung getragen, auch wenn im allgemeinen weniger Aktivität zu erwarten ist. In Tabelle 3.4/2 ist die Kühlmittelaktivität durch Uranverschmutzung ( $10^{-8}$  g/cm<sup>2</sup>) und durch undichte Brennstabhüllrohre (Auslegungszustand) gegenübergestellt. Dabei wird angenommen, daß je Stunde 10% des Kühlmittels gereinigt wird. Im Normalfall braucht das Hauptkühlmittel längere Zeit nicht entgast zu werden. Eine Entgasung ist jedoch vor jedem Öffnen des Hauptkreislaufes erforderlich.

3.4 - 9

Als mittlere Bestrahlungszeit des Brennstoffes sind 2,5 Jahre angesetzt, sodaß alle für die Krypton-, Xenon- und Jodisotope (Kr 85 ausgenommen) genannten Konzentrationen Gleichgewichtswerte darstellen. Für die Auswahl der Nuklide ist die Härte und Intensität der von ihnen ausgesandten Gammastrahlung und ihre Radiotoxizität maßgebend.

Außerdem entsteht im Brennstoff Tritium durch ternäre Spaltung. Tritium hat eine Halbwertszeit von 12,4 Jahren und sendet Beta-Strahlung mit einer maximalen Energie von 18 keV aus. Als Freisetzung wird hier zugrundegelegt, daß 1% des jährlich so gebildeten Tritiums, nämlich 200 Ci/a, infolge von Hüllrohrschäden in das Kühlmittel gelangen. Mit einem angenommenen Wasseraustausch im Reaktorkühlsystem von im Jahresmittel ca. 6 m<sup>3</sup>/d (ohne Rückspeisung) ergibt sich als Beitrag zur Tritiumaktivität im Hauptkühlmittel infolge ternärer Spaltung 0,1 Ci/m<sup>3</sup>.

#### 3.4.3.2 Aktivierungsprodukte

Im Bereich des Neutronenstrahlungsfeldes innerhalb und außerhalb des Reaktorkerns können Atomkerne aktiviert werden. Die für die Auslegung wichtigsten Aktivierungsprodukte stammen aus dem Kühlmittel und aus den Strukturmaterialien der Kerneinbauten.

Das wichtigste Aktivierungsprodukt ist das Stickstoffisotop N 16. Es ist für die Bemessung der Abschirmwandstärken im Bereich des Hauptkühlsystems bei Reaktorbetrieb maßgebend. N 16 entsteht durch (n,p)-Prozesse mit schnellen



Neutronen aus Sauerstoff  $O\ 16$  und zerfällt mit einer Halbwertszeit von  $7,35\ s$  unter Aussendung von sehr harter Gammastrahlung ( $6 - 8\ MeV$ ). Die  $N\ 16$ -Konzentration erreicht mit etwa  $130\ Ci/m^3$  am Kühlmittelaustritt ihren höchsten Wert und sinkt beim Durchlaufen des Hauptkreislaufes auf ca.  $40\ Ci/m^3$  ab. Wegen der kurzen Halbwertszeit des  $N\ 16$  gelangt es nur in verschwindendem Maße in die anschließenden Systeme und spielt auch bei Abgaben an die Kraftwerks Umgebung keine Rolle.

Ferner entstehen aus  $O\ 17$ ,  $O\ 18$  und  $N\ 14$  durch  $(n,p)$ -,  $(n,\gamma)$ - und  $(n,2n)$ -Prozesse die kurzlebigen Aktivierungsprodukte  $N\ 17$ ,  $O\ 19$  und  $N\ 13$ . Aus  $O\ 18$  wird außerdem über eine  $(p,n)$ -Reaktion Fluor  $F\ 18$  (Halbwertszeit  $1,9h$ ) gebildet, dessen spezifische Aktivität im Kühlmittel in der Größenordnung von  $0,1\ Ci/m^3$  liegt. Diese radioaktiven Nuklide haben jedoch im Hinblick auf die Gesamtaktivität im Hauptkühlmittel nur untergeordnete Bedeutung. Dasselbe gilt für  $Na\ 24$ , das sich aus der  $Na$ -Verunreinigung des Wassers bildet. Die  $Na\ 24$ -Aktivität beträgt etwa  $0,01\ Ci/m^3$ .

Der Hauptanteil des beim Reaktorbetrieb produzierten Tritiums entsteht durch Aktivierung. Das Kühlmittel enthält zur Langzeitregelung des Reaktors Bor, dessen Menge im Verlaufe eines Brennstoffzyklus linear abnimmt. Der Borgehalt beträgt im zeitlichen Mittel etwa  $500\ ppm$ . Das Borisotop  $B\ 10$  fängt schnelle Neutronen ein und zerfällt in zwei Alpha-Teilchen und einen Tritiumkern. Die jährliche Tritiumbildungsrate durch Aktivierung beträgt etwa  $1100\ Ci$ . Dieser Wert basiert auf Messungen am Kernkraftwerk Obrigheim. Ferner wird durch  $B\ 11$  sowie den Lithium- und Deuteriumgehalt des Wassers ein Beitrag zur Tritiumbildung von etwa

3.4 - 11

30 Ci/a geliefert. Nimmt man einen mittleren Kühlmittel-  
austausch (ohne Rückspeisung) von  $6 \text{ m}^3/\text{d}$  an, so stellt  
sich eine spezifische Tritium-Aktivität von etwa  $0,4 \text{ Ci}/\text{m}^3$   
ein. Zusammen mit dem durch ternäre Spaltung gebildeten  
Tritium ergeben sich somit  $0,5 \text{ Ci}/\text{m}^3$ .

Eine wichtige Gruppe innerhalb der Aktivierungsprodukte  
stellen die Korrosionsprodukte dar. Durch Korrosion an  
Oberflächen- und Strukturmaterialien des Hauptkreislaufes  
gelangen Korrosionsprodukte in das Kühlmittel. Auf ihrem  
Wege durch den Hauptkreislauf können sie sich ablagern und  
auch wieder ablösen. Im Bereich hohen Neutronenflusses kön-  
nen sie (z.B. als Ablagerungen auf den Brennelementen)  
aktiviert werden. Die Energie der beim Zerfall der radio-  
aktiven Korrosionsprodukte emittierten Gammastrahlung  
liegt im Mittel bei 1 MeV mit einer oberen Grenze von  
3 MeV. Die wichtigsten radioaktiven Korrosionsprodukte  
sind in Tabelle 3.4/3 aufgeführt. Die angegebenen Aktivi-  
tätskonzentrationen sind Mittelwerte aus Messungen im  
Kernkraftwerk Obrigheim.

### 3.4.3.3 Reinigungskreislauf

An den Kühlmittelkreislauf ist das Volumenregelsystem un-  
mittelbar angeschlossen. Es arbeitet bei wesentlich herab-  
gesetztem Druck- und Temperaturniveau und bietet gleichzei-  
tig die Möglichkeit, den abgezweigten Kühlmittelstrom, der  
im allgemeinen  $0,1 \text{ h}^{-1}$  beträgt, über Ionentauscher und  
einen Entgaser zu führen. Während ein Ionentauscher stän-  
dig zugeschaltet ist, wird der Entgaser nur bei Bedarf in  
Betrieb genommen.



Die übliche Betriebsweise des Ionentauschers erfolgt mit Lithiumbeladung, so daß zwar für die meisten radioaktiven Nuklide ein guter Reinigungseffekt (Dekontfaktor 10 bis 1000), für Caesium jedoch nur eine geringe Reduktion erreicht wird. Zum Abbau des Lithiumgehalts oder des Caesiums steht ein Ionentauscher mit Wasserstoffbeladung zur Verfügung, der bei Bedarf, vor allem vor dem Öffnen des Kreislaufs, eingesetzt wird.

Die Beladung eines Ionentauschers mit radioaktiven Stoffen nach halbjährigem Einsatz ist in Tabelle 3.4/4 angegeben. Weitere Spalten der Tabelle zeigen das Abklingen der Aktivität nach Herausnahme aus dem Kreislauf.

#### 3.4.3.4 Kühlmittelaufbereitung

Die für die Langzeitregelung notwendige Entnahme von Bor aus dem Kühlmittelkreislauf, bzw. die Zugabe von Bor bei Abschaltungen erfolgt über das Volumenregelsystem durch das System für Kühlmittelaufbereitung. Dort wird durch Verdampfung von boriertem Kühlmittel Destillat einerseits und auf 4% angereicherte Borsäure andererseits gewonnen, welche bei Bedarf zum Absenken oder Anheben des Borpegels in den Kühlmittelkreislauf zurückgespeist werden. Das über das Volumenregelsystem entnommene Kühlmittel durchläuft dabei folgende Komponenten: Behälter (Kühlmittelspeicher), Ionentauscher, Entgaser, Verdampfer, Behälter (Kühlmittelspeicher für Destillat, bzw. Borsäurebehälter für Konzentrat). Die Kühlmittelspeicher werden zyklisch eingesetzt. Mit der Annahme, daß das Wasser in den Kühlmittelspeichern im Aktivitätsgehalt gereinigtem Kühlmittel



entspricht, ergeben sich die in Tabelle 3.4/5 angeführten Maximalwerte für die Gesamtaktivität. Die Aktivitätskonzentration in den Borsäurebehältern schwankt je nach dem Borgehalt des angelieferten Kühlmittels und erreicht für die längerlebigen Nuklide etwa die Werte im Hauptkühlkreislauf.

#### 3.4.4 Behandlung und Aufbereitung radioaktiver Stoffe zur Reduzierung der Abgabe

##### 3.4.4.1 Gasförmige radioaktive Stoffe

###### 3.4.4.1.1 Lüftungssystem im Kontrollbereich

Eine radioaktive Verunreinigung der Luft im Reaktorgebäude kann zwei Ursachen haben:

- Die Luft in der Nähe des Reaktordruckbehälters wird durch Neutroneneinfang aktiviert.
- Infolge von Kühlmittelleckagen aus dem Reaktorkühlsystem können geringe Mengen radioaktiver Stoffe in die Luft gelangen.

In beiden Fällen wird nur die Luft der Anlagenräume radioaktiv. Da die Anlagenräume gegenüber den Betriebsräumen einen Unterdruck aufweisen, kann aus ihnen keine radioaktive Luft in die Betriebsräume gelangen.

Eine merkliche Aktivierung der Luft findet nur in dem Luftspalt zwischen Reaktordruckbehälter und Reaktorschild statt, wobei in der Hauptsache Ar 41 gebildet wird. Da dieser Spalt jedoch von den umliegenden Räumen abgeschlossen ist, gelangt allenfalls ein geringfügiger Anteil dieser Aktivität durch Leckstellen in die Anlagenräume. Über dem Deckel des Reaktordruckbehälters ist die Neutronenflußdichte so gering, daß die Luft im Reaktorbecken nur unbedeutend aktiviert wird.

Ferner kann die Luft der Anlagenräume durch Leckagen aus dem Reaktorkühlsystem verunreinigt werden. Der Modellrechnung für das Aktivitätsfließschema (Abb. 3.4/1) wird eine Leckrate von 4 l/h zugrunde gelegt.

Die Luft in den Anlagenräumen wird im Umluftbetrieb durch Filter gereinigt. Der Wirkungsgrad der Filter wurde für die Rechnung für Halogene zu 90%, für die übrigen, nicht edelgasförmigen Nuklide zu 99% angenommen.

Die Filterrate beträgt  $8000 \text{ m}^3/\text{h}$  bei einem Volumen der Anlagenräume von ungefähr  $10\,000 \text{ m}^3$ . Zur Unterdruckhaltung gegenüber den Betriebsräumen werden je Stunde  $1\,000 \text{ m}^3$  Luft aus den Anlagenräumen abgezogen. Damit ergibt sich eine mittlere Aufenthaltsdauer der Luft in den Anlagenräumen von 10 h. Die kurzlebigen edelgasförmigen Nuklide sowie das N 16 und N 13 zerfallen weitgehend in den Anlagenräumen, während Aerosole und Jod zum großen Teil in den Umluftfiltern zurückgehalten werden.

3.4 - 15

Die Aktivitätskonzentrationen, die sich unter diesen Umständen in den Anlagenräumen einstellen, wenn die Kühlmittelaktivität dem Auslegungszustand (Tabelle 3.4/2) entspricht, sind in Tabelle 3.4/6 angegeben. In dieser Tabelle sind ebenfalls die Summen der Aktivitätskonzentrationen, in Vielfachen der Tabellenwerte der 1. SSVO (Anlage 2) für Luft angegeben.

Vor Betreten der Anlagenräume ist zu prüfen, ob wegen Luftkontamination besondere Schutzmaßnahmen ergriffen werden müssen (Schutzanzüge, Masken, Spülung der Räume mit erhöhter Frischlufttrate).

Die zur Unterdruckhaltung aus den Anlagenräumen abgeführte Luft von  $1000 \text{ m}^3/\text{h}$  wird über Feinst- und Aktivkohlefilter zum Kamin geführt. Der Wirkungsgrad dieser Filterkombination beträgt mindestens 99% für Halogene und 99,9% für die übrigen Stoffe außer Tritium und Edelgase.

Im Hilfsanlagegebäude und im Ringraum zwischen Stahlhülle und äußerer Betonabschirmung stehen alle Systeme, die radioaktive Medien führen, nur unter geringem Druck (max. 8 bar, so daß im Normalbetrieb nur geringe Leckagen auftreten können. Die Armaturen sind, soweit möglich, stopfbuchslos oder sie haben eine Stopfbuchsabsaugung. Sollten doch Leckagen auftreten, so sind diese von geringer Bedeutung, da sie nicht in Dampfform auftreten und meist bei Betrieb schnell zu beseitigen sind. Bezüglich Jod ist ferner von Bedeutung, daß es sich bei diesen Anlagen zum großen Teil um Systeme mit gereinigtem Primärwasser handelt.



Darüber hinaus wird die Luft aus den Raumbereichen und aus den Komponenten bzw. Systemen (Entlüftung), in denen betriebsmäßig geringe Aktivitäten auftreten können, über einen gesonderten Abluftstrang über Aerosolfilter kontinuierlich zum Kamin geführt. Außerdem wird die Lüftung der Räume bezüglich Frischluftstrate und Luftführung so ausgelegt, daß eine Anreicherung radioaktiver Stoffe bei Störungen vermieden wird.

#### 3.4.4.1.2 Abgassystem

Über das Abgassystem sind die Gasräume von Volumenausgleichbehälter, Druckhalterabblasetank, Kühlmittelspeicher, Entgaser, Borsäurespeicherbehälter, Verdampfer und mehrerer Entwässerungsbehälter verbunden. Das Gasgemisch im Abgaskreislauf wird über die Verzögerungsstrecke (Aktivkohlebetten) geführt. Ein geringer Teil davon wird anschließend nach Verdünnung durch Mischluft über den Kamin abgegeben. Die Aktivitätskonzentration im Abgassystem hängt stark davon ab, ob das Hauptkühlmittel bei Reaktorbetrieb entgast wird oder nicht. Dasselbe gilt für die Aktivität in der Verzögerungsstrecke. Bei Betrieb ohne Kühlmittelentgasung ist diese Aktivität gering. Infolge der vorgesehenen Verzögerungszeiten von mindestens 2 Tagen für Krypton und mindestens 40 Tagen für Xenon ist im Abgassystem hinter den Aktivkohlebetten auch bei Entgasung nach längerem Betrieb ohne Entgasung praktisch nur mit Xe 133 (auf 0,5% reduziert) und Kr 85 zu rechnen. In Tabelle 3.4/7 sind alle Aktivitäten zusammengestellt, die sich in der Abgasanlage und in den Aktivkohlebetten befinden, wenn das Kühlmittel bei Auslegungsaktivität ständig mit einer Rate von  $0,1 \text{ h}^{-1}$  entgast wird.

#### 3.4.4.2 Flüssige radioaktive Stoffe

Die voraussichtlich anfallenden Abwässer sind nach Herkunft, Menge, Häufigkeit und Aktivitätskonzentration in Tabelle 3.4/8 zusammengestellt. Die letzte Spalte der Tabelle zeigt, wie die Aufteilung der radioaktiven Abwässer auf zwei Gruppen der Abwassersammelbehälter erfolgt.

Zur Aufbereitung des Abwassers stehen ein Verdampfer und ein Anschwemmfilter zur Verfügung. Das aufbereitete Abwasser gelangt in die Kontrollbehälter, wo die Aktivitätskonzentration gemessen wird. Von dort darf es in den Kühlwasserrücklauf nur abgepumpt werden, wenn die Konzentration weniger als  $5 \cdot 10^{-4}$  Ci/m<sup>3</sup> beträgt. Bei höherer Konzentration muß das Wasser nochmals aufbereitet werden. Die mittlere Konzentration wird wesentlich unter dem Abgabegrenzwert liegen.

#### 3.4.4.3 Feste radioaktive Abfälle

Jährlich fallen etwa 2 Harzfüllungen mit je ca. 14000 Ci aus der Hauptkühlmittelreinigung (vgl. Tabelle 3.4/4) an und etwa 50 Ci mit dem Schlamm aus der Verdampferanlage für Abwasser. Der Aktivitätsanfall mit den schwach aktiven Putzmaterialien, Kleidungsstücken, kontaminierten Bearbeitungsrückständen läßt sich nur ganz grob abschätzen, er wird die Größenordnung einige Ci nicht überschreiten.

Insgesamt ist mit einem Anfall von jährlich 100 - 200 Fässern zu rechnen.

3.4 - 18

Ionentauscherharze werden in Harzabfallbehältern zwischengelagert (Mindestzeit 1/2 Jahr) und anschließend abtransportiert. Konzentrate aus der Verdampferanlage für Abwasser und Anschwemmfiltrerrückstände werden nach Zwischenlagerung mit Kunststoff vermischt und verfestigt in Fässer abgefüllt. Ebenso werden andere radioaktive Abfälle (kontaminierte Bearbeitungsrückstände, Kleidungsstücke und Putzmaterialien) in 200 l - Einheitsfässer verpackt und im Faßlager bis zum Abtransport zur Sammelstelle zwischengelagert. Zur Verminderung des Volumens loser Abfälle steht eine Presse zur Verfügung. Filtereinsätze werden in abgeschirmte Spezialbehälter umgesetzt und nach Zwischenlagerung im Faßlager ebenfalls zur Sammelstelle abtransportiert.

3.4.5 Abgabe radioaktiver Stoffe

3.4.5.1 Gasförmige radioaktive Stoffe

3.4.5.1.1 Abgaberaten

Die aus den Anlagenräumen des Reaktorgebäudes abgeführte Luft wird mit einer Rate von  $1000 \text{ m}^3/\text{h}$  gefiltert über den 130 m hohen Abluftkamin in die Atmosphäre abgegeben. Der Wirkungsgrad der Kombination von Feinst- und Aktivkohlfilter wird zu 99% für die Halogene und zu 99,9% für die übrigen Stoffe außer Tritium und die edelgasförmigen Nuklide angenommen. Ferner werden über den Abluftkamin je Stunde ca.  $180\,000 \text{ m}^3$  Luft zugemischt, wodurch die spezifische Aktivität der Abluft bereits vor der Abgabe in die Atmosphäre sehr verringert wird.



Wie schon erwähnt, sind Leckagen außerhalb der Anlagenräume von geringerer Bedeutung. Sie sind überdies unregelmäßig und daher zahlenmäßig schlecht zu erfassen. Sie werden in der Modellrechnung dadurch berücksichtigt, daß die für die Anlagenräume berechneten Abgaberraten verdoppelt werden. In Tabelle 3.4/9 sind die daraus resultierenden Abgaberraten der radioaktiven Nuklide mit der Gebäudeabluft an die Umgebung und die Summen der Aktivitätskonzentrationen am Kamin bezogen auf die Tabellenwerte der 1. SSVO (Anlage 2) für Luft angegeben.

Die bei Entgasung des Kühlmittels anfallenden radioaktiven Spaltgase werden über die Verzögerungsstrecke geführt und - soweit sie hierbei nicht bereits zerfallen sind - ebenfalls über den Abluftkamin abgegeben. Die vorgegebenen Verzögerungszeiten von mindestens zwei Tagen für Krypton und 40 Tagen für Xenon reichen aus, die kurzlebigen Xenon- und Kryptonisotope praktisch vollständig zerfallen zu lassen. Xe 133 wird bedeutend reduziert, während das Kr 85 wegen seiner langen Halbwertszeit vollständig zum Kamin gelangt.

Für den normalen Betrieb ist der Beitrag aus der Gasverzögerungsstrecke gering, da das Kühlmittel nicht entgast wird und nur ausgetauschte Wassermengen - etwa zur Langzeitregelung durch Bor - über einen Entgaser geleitet werden. In jedem Falle ist mit der Abgabe der gesamten Menge des im Kühlmittel anfallenden Kr 85 zu rechnen. Wegen des Wasseraustausches zur Langzeitregelung erfolgt die Abgabe ziemlich gleichmäßig über das ganze Jahr verteilt. Die jährliche Kr 85-Abgabe beträgt etwa 900 Ci

entsprechend einer mittleren Abgaberate von 0,11 Ci/h. Dieser Beitrag ist in der Edelgasabgabe der Tabelle 3.4/9 bereits enthalten.

Wird das Kühlmittel nach längerem Betrieb ohne Entgasung vollständig entgast, so werden dabei ca. 50 Ci Xe 133 über die Abgasanlage abgegeben.

Die gesamte mittlere Abgaberate für Edelgas beträgt nach dieser Rechnung bei Betrieb ohne Entgasung etwa 0,37 Ci/h. Bei der angegebenen Leckrate des Primärkreises und bei ständiger Entgasung würde sich die Abgabe auf 0,43 Ci/h im Mittel erhöhen.

Die in Tabelle 3.4/9 genannten Abgaberraten sind das Ergebnis einer Modellrechnung, die mit typischen Parameterwerten durchgeführt wurde. Dadurch sollte insbesondere der Aktivitätsfluß innerhalb der Anlage bis zur Abgabestelle dargestellt werden.

Wie bereits in den vorhergehenden Abschnitten erwähnt wurde, können Parameter, welche die Abgaberate beeinflussen, größeren Schwankungen unterliegen. So ist z.B. die hier in der Rechnung angesetzte Freisetzungsrates aus dem Brennstoff zwar bisher im Dauerbetrieb bei KWU-Druckwasserreaktoren nicht überschritten worden, doch ist dieser Wert keine obere Grenze. Außerdem ist bei Lastwechsel-Betrieb der Anlage - gleiche Brennelement-Defekte vorausgesetzt - mit höherer Freisetzung als bei Dauerbetrieb zu rechnen. Bei dieser Fahrweise kann der Mittelwert der Freisetzung bis zu einer Größenordnung höher liegen. Ferner können

kleinere Undichtigkeiten an Komponenten und Armaturen die Leckage aus dem Hauptkühlkreislauf erhöhen, ohne daß dadurch irgendeine Gefährdung auftritt. Häufig ist das Auffinden kleiner Leckstellen sehr schwierig, sodaß schon aus diesem Grund eine etwas höhere Leckrate zugelassen werden sollte. Nach den bisherigen Erfahrungen sind Leckraten bis zu 20 l/h noch als normal anzusehen. Für kürzere Zeit können höhere Abgaberraten erforderlich sein, z.B. beim Spülen von Anlagenräumen vor Begehen, bei Entlüften von Komponenten und Systemen vor Reparaturen sowie bei erhöhtem Durchsatz durch die Abgasanlage bei An- und Abfahren.

Um genügend Betriebsspielraum zu haben, werden somit folgende Abgabewerte für den Antrag der Betriebsgenehmigung für angemessen gehalten:

Edelgase	3,6 Ci/h entspr.	32000 Ci/a
Langlebige Aerosole (HWZ > 8 d)	$1,2 \cdot 10^{-3}$ Ci/h entspr.	11 Ci/a
Jod 131	$3 \cdot 10^{-5}$ Ci/h entspr.	0,26 Ci/a

Obige Stundenwerte sollten, wenn es zur Aufrechterhaltung der Energieversorgung erforderlich ist, vorübergehend bis zum Zehnfachen überschritten werden dürfen unter der Voraussetzung, daß die über die vergangenen 6 Monate gemittelten Abgaberraten die Grenzwerte nicht erreichen.

Die Strahlenbelastung durch die Abgabe kurzlebiger Jodisotope bzw. Aerosole bleibt klein im Vergleich zur Belastung bei den oben genannten Abgaberraten der entsprechenden Nuklide.



### 3.4.5.1.2 Strahlenbelastung in der Umgebung

Die Strahlenbelastung am ungünstigsten Aufpunkt in der Umgebung des Kraftwerkes, die aus den obigen Abgabewerten während eines Jahres resultiert, ist in Tabelle 3.4/10 angegeben. Der zugrundeliegende Ausbreitungsfaktor von  $2 \cdot 10^{-6} \text{ s/m}^3$  ist sehr konservativ berechnet für einen noch als bebaubar anzusehenden Hang am Bückeberg (ca. 1,5 km NNW vom Kaminfußpunkt, 140 m ü. N.N.) und ist für die Kraftwerksumgebung als Maximalwert zu betrachten (vgl. Abschnitt 1.1/5)

Nach den bisherigen Erfahrungen setzt sich die Aerosolabgabe bei Druckwasserreaktoren im wesentlichen aus Co 58 und Co 60 sowie geringen Mengen von Cs 137 zusammen. Die Rechnung beruht auf der Annahme, daß die Aerosolabgabe zu 100 % aus Cs 137 besteht und berücksichtigt den Ingestionsweg.

### 3.4.5.2 Flüssige radioaktive Stoffe

Der Wasserinhalt eines Kontrollbehälters darf abgegeben werden, wenn seine Aktivitätskonzentration kleiner als  $5 \cdot 10^{-4} \text{ Ci/m}^3$  ist. Im Mittel ist mit einer Abgabekonzentration von etwa  $10^{-4} \text{ Ci/m}^3$  zu rechnen. Bei einem geschätzten Abwasseranfall von ca.  $50 \text{ m}^3/\text{d}$  ergibt sich damit eine jährliche Aktivitätsabgabe von ca. 2 Ci/a.

## 3.4 - 23

Die mittlere Aktivitätserhöhung in der Weser durch die Abgabe von 2 Ci/a beträgt  $4,2 \cdot 10^{-10}$  Ci/m<sup>3</sup>, bezogen auf mittlere Wasserführung (151 m<sup>3</sup>/s) (vgl. Abschnitt 1.1/4).

Aus ökologischer Sicht wird eine spezifische Wasseraktivität radiumfreies Gemisch ohne Tritium von  $3 \cdot 10^{-8}$  Ci/m<sup>3</sup> als tragbar angesehen. Bei einer mittleren Abflußmenge der Weser von 151 m<sup>3</sup>/s bedeutet dies eine zulässige Aktivitätsfracht am Standort von 140 Ci/a, zu der die Einleitung von 2 Ci/a aus dem Kernkraftwerk Grohnde neben der genehmigten Abgaberate aus dem flußaufwärts gelegenen Kernkraftwerk Würgassen von 6,7 Ci/a nur einen kleinen Beitrag liefert.

Die gesamte im Kühlmittel anfallende Tritiummenge ist im Abschnitt 3.43 zu etwa 1300 Ci/a (1100 Ci/a aus dem Kühlmittel und 200 Ci/a aus dem Brennstoff) abgeschätzt worden. Tritium hat eine große Halbwertszeit, so daß eine zeitliche Verzögerung der Abgabe ohne Bedeutung ist. Das gesamte im Reaktorkühlmittel anfallende Tritium wird vom Kraftwerk abgegeben. Die Tritiumerhöhung in der Weser beträgt  $2,7 \cdot 10^{-7}$  Ci/m<sup>3</sup>, bezogen auf die langjährige mittlere Wasserführung. Zyklusbedingte Unterschiede in der Erzeugung sowie zeitliche Verschiebungen in Erzeugung und Abgabe können Schwankungen der Jahresabgabe bis zu 25 % zur Folge haben. Um diese jährlichen Schwankungen der Abgabe ausgleichen zu können, wird ein maximaler Abgabewert von 1600 Ci/a für notwendig erachtet. Die Anlage wird so betrieben, daß die folgenden Aktivitätsabgaberraten in dem Fluß nicht überschritten werden:

Radiumfreies Gemisch ohne Tritium	2 Ci/a
bzw.	0,3 Ci/Monat
Tritium	1600 Ci/a

### 3.4.6 Strahlungsüberwachung

#### 3.4.6.1 Allgemeines (Zeichnung Nr. 3.4/2)

Um den Schutz des Betriebspersonals sicherzustellen, wird das Auftreten ionisierender Strahlung und radioaktiver Substanzen im Kontrollbereich durch Messung von Dosis, Dosisleistung und Kontamination festgestellt.

Defekte der Anlage, die zum Eindringen aktiver Stoffe in Anlagenteile mit normalerweise geringer Aktivität führen, werden durch Raum- und Kreislaufüberwachung nachgewiesen.

Um sicherzustellen, daß alle Stoffe, die den Kontrollbereich verlassen, eine für die Umgebung unbedenkliche Radioaktivität besitzen, werden Abwasser- und Abluftaktivität sowie die Dosisleistung fester Abfälle gemessen. Je nach Aufgabenstellung wurden die ortsfesten Meßstellen mit einem oder mehreren Maximal-Grenzwerten für Alarm, Verriegelungen usw. ausgerüstet. Zusätzlich erhalten diese Meßstellen Grenzwertgeber für Geräteausfallmeldungen. Die Registrierung der wichtigsten Meßwerte erfolgt auf Mehrfachlinien- oder Punktschreibern in der Warte.

Die Aufgaben der Strahlungsüberwachung sind:

- Personenschutz,
- Anlagenüberwachung,
- Aktivitätsabgabe,
- Umgebungsüberwachung.



### 3.4.6.2 Personenschutz

#### Raumüberwachung

Zum Schutz des Betriebspersonals werden Räume, die während des Betriebes ständig begangen werden und in denen mit unterschiedlichem Strahlenpegel zu rechnen ist, durch fest installierte Dosisleistungsmeßgeräte ständig überwacht. Die Meßstellenaufstellung der Raumluftüberwachung (Tabelle 3.4/11) gibt eine Übersicht, welche Räume des Reaktor- und des Hilfsanlagengebäudes mit diesen Meßgeräten ausgerüstet sind, sowie Hinweise auf die weitere Signalverarbeitung in der Warte. Außerdem erfolgt bei Überschreitung der Toleranzdosisleistung Warnung vor Ort.

Als Detektoren werden GaU-feste Ionisationskammern eingesetzt.

Räume, die nur nach Abschalten des Reaktors begangen werden können, werden nicht durch fest installierte Geräte überwacht.

#### Personenüberwachung

Bei Betreten des Kontrollbereiches werden alle Personen mit Film- oder Phosphatglas- und mit Füllhalterdosimetern ausgerüstet. Die Film- bzw. Phosphatglasdosimeter werden in regelmäßigen Abständen ausgewertet.

Beim Austritt aus dem Kontrollbereich werden alle Personen mittels Personenmonitoren auf eventuell anhaftende radioaktive Substanzen untersucht.

Zur Erfassung von Oberflächenkontaminationen dienen tragbare Kontaminationsmonitoren. Sie gestatten dem Betriebspersonal eine häufige Kontrolle und verhindern unkontrollierte Verschleppung von Aktivität.

Bewegliche Aerosol-Geräte dienen zur Messung des Aerosolgehaltes der Luft. Die Proben werden im Labor ausgewertet.

Die tragbaren Geräte können auch bei der Anlagenüberwachung eingesetzt werden.

#### 3.4.6.3 Anlagenüberwachung (Zeichnung Nr. 3.4/3)

Die Anlagenüberwachung hat die Aufgabe, Defekte in der Anlage festzustellen und zu verhindern, daß Aktivität in Anlagenteile mit normalerweise geringer Aktivität eindringt.

#### Abluftüberwachung

Alle Meßgeräte zur Überwachung der Abluft der einzelnen Raumgruppen sind zentral in einem Raum untergebracht, der in der Nähe des Kaminfußes angeordnet ist und dessen Strahlenpegel den normalen Nulleffekt nicht überschreitet. Überwacht wird jedes Abluftsystem der Betriebs- und Anlagenräume auf Edelgasaktivität. Die kleinen Anlagenräume und Betriebsräume des Reaktorgebäudes sowie die Ringräume und die gefilterte und ungefilterte Abluft des Hilfsanlagengebäudes werden überwacht.

Zur Messung der Edelgasaktivität dienen Großflächendurchflußzähler, die an Behälter montiert sind. Ein Teilstrom der zu überwachenden Luft wird mit Hilfe von 2 redundanten Gebläsen durch die Behälter am Detektor vorbeigesaugt. Die meßtechnischen Daten und weitere Signalverarbeitung in der Warte sind aus der Meßstellenaufstellung der Abluftüberwachung (Tabelle 3.4/12) zu ersehen.

Die Aerosol-Aktivität wird mit Festfiltergeräten bestimmt. Aerosole und Jod werden direkt ausgemessen. Die weitere Signalverarbeitung ist der Tabelle 3.4/12 zu entnehmen.

#### Kreislaufüberwachung

Wie in den einzelnen Abluftsystemen wird auch in verschiedenen Kreisläufen die Aktivität gemessen, um eventuelle Leckagen festzustellen.

- Messung der N 16-Aktivität je Frischdampfleitung  
Bei einem Rohrbruch im Dampferzeuger gelangt N 16-Aktivität in den Sekundärkreislauf. Sie wird mit Gamma-Zählrohren gemessen. Da die Verarbeitung der Meßwerte im Reaktorschutzsystem erfolgt, sind drei zueinander redundante Meßstellen pro Dampfleitung erforderlich. Jede Meßstelle wird gesondert abgeschirmt.
- Messung der Aktivität in der Kondensatorabsaugung mit einem Beta-Gamma-Zählrohr.  
Der Detektor wird in einen Spezialbehälter eingebaut.
- Messung der Gamma-Aktivität in den Kreisläufen je Dampferzeugerabschlammung, je Strang des Nuklearen Zwischenkühl-systemes, Heizdampf-kondensat) mit Szintillationszählern.  
Der Zähler wird außen an der Rohrleitung an einem ein-flanschten Rohrstück befestigt und mit Blei abgeschirmt.



- Messung der Gamma-Aktivität des aktiven Abgases hinter und vor der Verzögerungsstrecke mit Szintillationszähler. Der mit Blei abgeschirmte Zähler befindet sich in unmittelbarer Nähe der Rohrleitung. Die Gamma-Strahlung trifft durch einen schmalen Spalt auf den Zähler. Die Meßanordnung ist entsprechend der vorgenannten Kreislaufaktivitätsmessung ausgerüstet.

Die meßtechnischen Daten und die Signalverarbeitung sind der Meßstellenaufstellung-Kreislaufüberwachung (Tabelle 3.4/13) zu entnehmen.

#### 3.4.6.4 Aktivitätsabgabe (Meßstellenaufstellung s. Tabelle 3.4/14)

Tabelle 3.4/15 gibt die Meßstellen zur Überwachung der vom Kernkraftwerk abgegebenen Aktivitäten sowie die Meßstellentypen an.

#### Fortluftaktivität am Kamin

Vom Gesamtfortluftkanal wird nach der letzten Einleitung ein Teilstrom zu den Meßgeräten im Luftaktivitätsraum geführt. Die Aktivitäten von Edelgasen, Aerosolen und Jod in dieser Meßleitung werden getrennt bestimmt.

#### Edelgasaktivität

Die Edelgasaktivität der Fortluft wird mit zwei redundanten Großflächendurchflußzählern bestimmt. Es werden dabei die gleichen Meßgeräte wie bei der Abluftüberwachung verwendet (siehe Abschnitt Abluftüberwachung). Falls die Edelgasaktivität in diesen Meßstellen 100 Ci/h erreicht,

wird zunächst in 2 v. 2-Schaltung die Verzögerungstrecke gesperrt. Bei 500 Ci/h werden die Lüftungsklappen geschlossen.

#### Aerosolaktivität

Ein Probenluftstrom wird durch ein Filtergerät gesaugt. Die Radioaktivität der zurückgehaltenen Aerosole wird kontinuierlich und mit gleitendem Grenzwert gemessen. Die Nachweisgrenze liegt bei einigen  $10^{-10}$  Ci/m<sup>3</sup> bei einer Sammelzeit von 3,5 Minuten. Bei zu hoher Aerosolaktivität liefert ein Grenzwertmelder eine Alarmmeldung in der Warte.

#### Bilanzierung der Jod- und Aerosolaktivitäten

Den beiden Edelgasaktivitäts-Meßstellen in der Fortluft sind Jod- und Aerosolfilter in Sammelpatronen vorgeschaltet. Zur Bilanzierung wird die Aktivität dieser Filter im Labor bestimmt.

### Abwasseraktivität

Die kontinuierliche Überwachung der Abwasseraktivität erfolgt mit Szintillationszählern. Es werden hierbei ähnlich aufgebaute Meßstellen wie bei der Kreislaufüberwachung verwendet.

### Nukleares Abwasser

Die Nuklearen Abwässer aus den Reaktorhilfsanlagen werden im Abwasser-Sammelbehälter zusammengefaßt. Durch Probenahme (mit Auswertung im Labor) wird entschieden, ob die Abwasser direkt oder erst nach Aufbereitung in die Abwasser-Kontrollbehälter gegeben werden.

Aus dem Kontrollbehälter darf das Abwasser nur abgegeben werden, wenn die zulässige Aktivitäts-Konzentration nicht überschritten wird. Dies wird durch Probenahme mit Laborauswertung (Entscheidungsmessung) sichergestellt. Die Tritiumskonzentration wird an Sammelproben bestimmt, die zur Auswertung an ein geeignetes Institut gesandt werden. Bei der Abgabe aus dem Kontrollbehälter wird das nukleare Abwasser kontinuierlich mit einem Szintillationszähler überwacht. Bei Überschreitung eines oberen Grenzwertes wird durch diese Meßstelle die Abgabe unterbrochen. Diese Aktivitätsmeßstelle verriegelt zusammen mit den Durchflußmessungen im nuklearen Abwasser und im Kühlwasser über eine Rechenschaltung die Abgabe von nuklearem Abwasser, falls der zulässige Abgabewert von  $10^{-7}$  Ci/m<sup>3</sup> im Gesamtwasser überschritten wird.

### Nukleares Nebenkühlwasser

In jedem Strang des nuklearen Nebenkühlwassers wird im Rücklauf mit einem Szintillationszähler die Aktivitäts-Konzentration gemessen.



### Gesamtabwasser

Nach gründlicher Durchmischung des nuklearen Abwassers mit den Kühlwassern wird die Aktivitätskonzentration im Ablaufkanal bestimmt. Dies geschieht mit einer Szintillationszähler-Meßeinrichtung mit einer unteren Nachweisgrenze von  $10^{-7}$  Ci/m<sup>3</sup>.

Dem Ablaufkanal werden außerdem repräsentative Proben zur Aufbewahrung und Laborauswertung entnommen.

### 3.4.6.5 Umgebungsüberwachung

Die Umgebungsüberwachung erstreckt sich auf eine Bestimmung des natürlichen Strahlenpegels vor Aufnahme des Kraftwerksbetriebes und auf ein Überwachungsprogramm in der Folgezeit.

Zur kontinuierlichen Umgebungsüberwachung sind drei Meßhäuser vorgesehen. Sie enthalten die Meßelektronik für:

- Gamma-Strahlenpegelmeßgerät  
Als Detektoren sind ein energiekompensiertes Gamma-Zählrohr und eine Gamma-Ionisationskammer vorgesehen.
- einen Staubprobensammler (mit 2 Filterpatronen) für die Jod- und Aerosolsammlung (Aktivitätsmessung im Labor) mit einem Luftmengenähler.  
Auf dem Dach des Meßgehäuses ist ein Hibernia-Trichter mit einem Auffanggefäß für Regenwasser vorgesehen.

Zur periodischen Überwachung von Luft, Boden und Bewuchs werden Meßprogramme aufgestellt.

Es ist vorgesehen, die  $\gamma$ -Jahresdosis am Aufstellungsort der Meßhäuser durch Feststoffdosimeter zu ermitteln.

Tabelle 3.4/1Abschirmung der Hilfs- und Nebenanlagen

<u>Anlagenteil</u>	<u>Betonabschirmung</u> <u>(<math>\rho = 2,2 \text{ g/cm}^3</math>)</u>
Ionentauscher für Hauptkühl- mittel	130 cm
Lager für verbrauchte Ionen- tauscherharze	110 cm
Volumenausgleichbehälter	100 cm
Hochdruckförderpumpen	50 cm
Kühlmittelspeicher	100 cm
Kühlmittelverdampfer	80 cm
Abwasserverdampfer	60 cm
Konzentratbehälter	60 cm
Gasverzögerungsstrecke	110 cm
Abwassersammelbehälter	50 cm

Tabelle 3.4/2Aktivität der Spaltprodukte im Reaktorkühlsystem

Nuklid	Halbwertszeit	Spezifische durch Uranverschmutzung	Aktivität durch undichte Hüllrohre (Ausleg. Zust.) (Ci/m <sup>3</sup> )		Freisetzung bei Auslegungszustand (Ci/s)
			ohne Entgasung	mit Entgasung	
Kr 85 m	4,4 h	$2,3 \cdot 10^{-4}$	1,1	0,63	$2,0 \cdot 10^{-2}$
Kr 85	10,3 a	$6,5 \cdot 10^{-9}$	2,2	0,002	$3,0 \cdot 10^{-5}$
Kr 87	1,3 h	$4,9 \cdot 10^{-4}$	1,2	0,94	$7,5 \cdot 10^{-2}$
Kr 88	2,8 h	$7,4 \cdot 10^{-4}$	2,4	1,6	$7,0 \cdot 10^{-2}$
Xe 133	5,3 d	$2,4 \cdot 10^{-5}$	27,2	1,3	$1,7 \cdot 10^{-2}$
Xe 135	9,1 h	$2,8 \cdot 10^{-4}$	4,6	3,3	$7,1 \cdot 10^{-2}$
Summe Edelgase		$1,8 \cdot 10^{-3}$	38,7	7,8	
J 131	8,1 d	$2,3 \cdot 10^{-5}$		0,5	$7,6 \cdot 10^{-3}$
J 132	2,3 h	$5,8 \cdot 10^{-5}$		2,2	$1,1 \cdot 10^{-1}$
J 133	21 h	$3,9 \cdot 10^{-4}$		2,8	$5,2 \cdot 10^{-2}$
J 134	0,9 h	$1,9 \cdot 10^{-3}$		2,8	$2,8 \cdot 10^{-1}$
J 135	6,7 h	$7,7 \cdot 10^{-4}$		3,0	$8,2 \cdot 10^{-2}$
Summe Jod		$3,1 \cdot 10^{-3}$		11,2	
Sr 90	28 a	$3,6 \cdot 10^{-8}$		$7,1 \cdot 10^{-5}$	$8 \cdot 10^{-7}$
Cs 137	27 a	$3,9 \cdot 10^{-8}$		$1,3 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-5}$



Tabelle 3.4/3Aktivität der wichtigsten Korrosionsprodukte im Reaktor-  
kühlsystem

Nuklid	Halbwertszeit	Spezifische Aktivität (Ci/m <sup>3</sup> )
Cr 51	27,8 d	2 · 10 <sup>-3</sup>
Mn 54	303 d	2 · 10 <sup>-4</sup>
Fe 59	45 d	2 · 10 <sup>-4</sup>
Co 58	71 d	2 · 10 <sup>-3</sup>
Co 60	5,2 a	6 · 10 <sup>-4</sup>
Zr 95	65 d	1 · 10 <sup>-4</sup>
	Summe	5 · 10 <sup>-3</sup>

Tabelle 3.4/4Aktivität im Ionentauscher nach halbjährigem Einsatz

Aktivität im Ionentauscher, Ci					
Zeit nach Herausnahme	0	30 d	1/4 a	1/2 a	1 a
Nuklid					
Cr 51	85	40	9	1	10-2
Mn 54	31	29	25	20	13
Fe 59	13	8	3	0.3	0.05
Co 58	180	126	74	30	5
Co 60	110	109	106	103	96
Zr 95	9	7	3	1	0.2
J 131	7640	558	3	~ 0	~ 0
J 132	320	~ 0	~ 0	~ 0	~ 0
J 133	4200	~ 0	~ 0	~ 0	~ 0
J 134	150	~ 0	~ 0	~ 0	~ 0
J 135	1400	~ 0	~ 0	~ 0	~ 0
Sr 90	13	13	13	13	13
Cs 137 <sup>1)</sup>	210	210	210	210	210
Summe	14400	1100	450	380	340

- 1) Die Caesiumaktivität sammelt sich nicht nur auf dem Betriebsionentauscher (mit Lithiumbelastung) sondern verteilt sich daneben auf die H-beladenen Ionentauscher des Reinigungsreislaufs und der Kühlmittelaufbereitung.

Tabelle 3.4/5Aktivität der Kühlmittelspeicher

(Maximalwerte)

Nuklid	Aktivität, Ci
Cr 51	$6 \cdot 10^{-3}$
Mn 54	$6 \cdot 10^{-4}$
Fe 59	$6 \cdot 10^{-4}$
Co 58	$6 \cdot 10^{-3}$
Co 60	$2 \cdot 10^{-3}$
Zr 95	$3 \cdot 10^{-4}$
J 131	2
J 133	9
Sr 90	$2 \cdot 10^{-4}$
Cs 137	$3 \cdot 10^{-3}$



Tabelle 3.4/6Luftaktivität in den Anlagenräumen

Nuklide	Aktivitätskonzentration	
	(Ci/m <sup>3</sup> )	in Vielfachen der Tabellenwerte der 1. SSV0 - Anl. 2
Edelgase	1,3 · 10 <sup>-4</sup>	67
Halogene	4,3 · 10 <sup>-6</sup>	480
Tritium	2 · 10 <sup>-6</sup>	1

Tabelle 3.4/7Aktivität in der Abgasanlage

Nuklid	Aktivität, frei in der Abgasanlage (Ci)	in den Aktivkohlebetten (Ci)
Kr 85 m	140	32
Kr 85	30	5
Kr 87	70	5
Kr 88	250	35
Xe 133	1400	9000
Xe 135	1300	610
Summe	3200	9690

Herkunft des radioaktiven Abwassers

Ort	Wasseranfall	Häufigkeit	Aktivitätskonzentration (ohne Tritium) [Ci/m <sup>3</sup> ]	
Gebäude-Sümpfe aus Räumen mit radioaktiven Komponenten	0 - 2 m <sup>3</sup> /d max.30 m <sup>3</sup> /d	bei Normalbetrieb bei Störungen und Reparaturen	10 <sup>-4</sup> -1,0	im allgemeinen > 10 <sup>-4</sup>
Laborwasser	0,5-1 m <sup>3</sup> /d	bei Normalbetrieb	10 <sup>-5</sup> -10 <sup>-2</sup>	
Dekontaminationsabwasser	1-5 m <sup>3</sup> /d	bei Normalbetrieb	10 <sup>-4</sup> -10 <sup>-2</sup>	
Destillat von Kühlmittelaufbereitung	6 m <sup>3</sup> /d	Primärwasseraustausch(Mittelwert)	10 <sup>-4</sup>	
Gebäude-Sümpfe aus Betriebsräumen und Bedienungsräumen	0-10 m <sup>3</sup> /d max.50 m <sup>3</sup> /d	bei Normalbetrieb bei Störungen und Reparaturen	10 <sup>-6</sup> -10 <sup>-1</sup>	im allgemeinen < 10 <sup>-4</sup>
Wäscherei- und Duschwasser	5-10 m <sup>3</sup> /d max.20 m <sup>3</sup> /d	bei Normalbetrieb bei Reparaturen und BE-Wechsel	10 <sup>-6</sup> -10 <sup>-3</sup>	
Regenerat Abschlammmentsalzung	90 m <sup>3</sup> /Woche	bei Normalbetrieb	10 <sup>-6</sup> -10 <sup>-2</sup> (bei DE-Leck)	

Tabelle 3.4/9Aktivitätsabgabe aus dem Kamin (Modellrechnung)

Nuklide	Aktivitäts- ausstoß  (Ci/h)	Aktivitätskonzentra- tion in Vielfachen der Werte der 1. SSV0, Anlage 2, an der Ka- minmündung (-)
Edelgase	$3,7 \cdot 10^{-1}$	1
davon Kr 85	$1,1 \cdot 10^{-1}$	0,2
Jod	$8,6 \cdot 10^{-5}$	$5,3 \cdot 10^{-2}$
davon J 131	$4,9 \cdot 10^{-6}$	$1,4 \cdot 10^{-2}$
Tritium	$4 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-2}$



Tabelle 3.4/10

Abgabewerte für den Antrag der Betriebsgenehmigung für gasförmige radioaktive Stoffe und die daraus an dem ungünstigsten Aufpunkt resultierende Strahlenbelastung.

Abgabewerte:

Edelgase	3,6	Ci/h
Langlebige Aerosole (HWZ > 8 d)	$1,2 \cdot 10^{-3}$	Ci/h
Jod 131	$3 \cdot 10^{-5}$	Ci/h

Strahlenbelastung:

	Ausbrei- tungs- faktor (s/m <sup>3</sup> )	Konzentra- tion im Aufpunkt (Ci/m <sup>3</sup> )	Dosis- konstan- te ( $\frac{\text{rem m}^3}{\text{Ci s}}$ )	Jahres- dosis (mrem/a)
Ganzkör- perdosis durch Edel- gase	$2 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-9}$	0,11	7
Ganzkör- perdosis durch Aero- sole	$2 \cdot 10^{-6}$	$6,7 \cdot 10^{-13}$	300	6
Schilddrü- sendosis durch Inge- stion von J 131 (Kinder)	$2 \cdot 10^{-6}$	$1,7 \cdot 10^{-14}$	$107000^1)$	57

1) IRS-W-6 (Juni 1973) / F.O.Hoffman

"Environmental variables involved with the estimation of the amount of 131 I in milk and the subsequent dose to the thyroid".

Tabelle 3.4/11

Meßstellenaufstellung-Raumluftüberwachung

Meßort	Detektor	Meßbereich	Anzeige	Registrierung	Alarm
<u>Reaktorgebäude</u>					
1. Ladebrücke	Ionisationskammer	$10^{-4}$ bis ca. 10 R/h für Gamma-Quantenenergie von 50 keV bis größer 5000 keV.	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte
2. Kugelmeßraum	Ionisationskammer	$10^{-5}$ bis ca. 10 R/h Energieabhängigkeit entspr. unter 1.	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte
3. Personenschleuse	Ionisationskammer	$10^{-5}$ bis ca. $10^4$ R/h Energieabhängigkeit entspr. unter 1.	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte
4. Abfallager	Ionisationskammer	$10^{-5} + 10$ R/h Energieabhängigkeit entspr. unter 1.	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte
<u>Hilfsanlagegebäude</u>					
5. Probennahmeraum	"	"	"	tragbares Gerät	ortsgebundenes Gerät
6. Abwasserstation	"	"	"	in der Warte	vor Ort und in der Warte
7. Volumenausgleichsbehälter	"	"	"	"	"
8. Transportschleuse	"	"	"	"	"
und 10 weitere Meßstellen					

Meßort	Detektor	Meßbereich	Anzeige	Registrierung	Alarm
<u>Edelgasmessung</u>					
1. Anlagenräume Reaktorgebäude (2 Meßstellen)	Großflächendurchflußzähler	ca. $10^{-7}$ + $10^{-2}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	in der Warte
2. Betriebsräume Reaktorgebäude (1 Meßstelle)	Großflächendurchflußzähler	ca. $10^{-7}$ + $10^{-2}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	in der Warte
3. Hilfsanlagengebäude (2 Meßst.)	Großflächendurchflußzähler	ca. $10^{-7}$ + $10^{-2}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	in der Warte
4. Ringräume (1 Meßstelle)	Großflächendurchflußzähler	ca. $10^{-7}$ + $10^{-2}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	in der Warte
<u>Aerosolaktivität</u>					
1. Betriebsräume (1 Meßstelle)	Geiger-Müller-Endfensterzählrohr	$7 \cdot 10^{-11}$ bis $7 \cdot 10^{-8}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	in der Warte
2. Hilfsanlagengebäude (2 Meßstellen)	Geiger-Müller-Endfensterzählrohr	$7 \cdot 10^{-11}$ bis $7 \cdot 10^{-8}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	in der Warte
3. Ringräume (1 Meßstelle)	Geiger-Müller-Endfensterzählrohr	$7 \cdot 10^{-11}$ bis $7 \cdot 10^{-8}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	in der Warte
4. Anlagenräume (1 Meßstelle)	Geiger-Müller-Endfensterzählrohr	$7 \cdot 10^{-11}$ bis $7 \cdot 10^{-8}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	in der Warte

Dgr 1273 Tabellen zu Abschnitt 3/Seite 11  
 Tabelle 3. 4A2  
 Meßstellenaufstellung-Abluftüberwachung



Meßort	Detektor	Meßbereich	Anzeige	Registrierung	Alarm
1. N16-Messung je Frischdampfleitung (12 Meßstellen)	Geiger-Müller-Zählrohr	0,03 bis 20 kg/s bei 100 % Reaktorleistung	vor Ort und in der Warte		vor Ort und in der Warte
2. Kondensatorabsaugung (1 Meßstelle)	Geiger-Müller-Zählrohr	$2 \cdot 10^{-2}$ bis $2 \cdot 10^3$ cps Beta-Gamma-Strahlung	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte
3. Dampferzeugerabschlammung je Dampferzeuger (4 Meßstellen)	Szintillationszähler	$10^{-6}$ bis $10^{-3}$ Ci/m <sup>3</sup> für Co 60	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte
4. Nukleares Zwischenkühlsystem (je Strang) (4 Meßstellen)	Szintillationszähler	$10^{-6}$ bis $10^{-3}$ Ci/m <sup>3</sup> für Co 60	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte
5. Heizdampf-kondensat (1 Meßstelle)	Szintillationszähler	$10^{-6}$ bis $10^{-3}$ Ci/m <sup>3</sup> für Co 60	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte
6. Aktives Abgas nach der Verzögerungsstrecke	Szintillationszähler	$10^{-1}$ bis $10^5$ cps	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte
Vor der Verzögerungsstrecke (Meßstellen einfach)	Szintillationszähler	$10^{-1}$ bis $10^5$ cps	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte

Meßstellenaufstellung-Kreislaufüberwachung

Tabelle 3.4/13

ABGELEITET ZU AUSCHNITT 3/Seite 12

Meßort	Detektor	Meßbereich	Anzeige	Registrierung	Alarm
<u>Fortluft</u>					
1. Edelgasmessung	Großflächendurchflußzähler (zweifach redundante Auslegung)	$10^{-7}$ bis $10^{-1}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	in der Warte
2. Aerosolmessung am Kamin	Endfensterzählrohr kontinuierliche Messung	--	vor Ort	in der Warte	in der Warte
3. Jodaktivitätsmessung am Kamin	Szintillationszähler, kontinuierliche Messung	--	vor Ort	in der Warte	in der Warte
<u>Abwasser</u>					
1. Abwasser	Szintillationszähler	$5 \cdot 10^{-6}$ bis $5 \cdot 10^{-2}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	in der Warte
2. Nebenkühlwasserkreisläufe	Szintillationszähler	$10^{-6}$ bis $5 \cdot 10^{-2}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte
3. Auslaufkanal	Szintillationszähler	$10^{-6}$ ÷ $10^{-3}$ Ci/m <sup>3</sup>	vor Ort	in der Warte	vor Ort und in der Warte

Meßstellenaufstellung-Fortluft (Kamin), Abwasser

Tabelle 3.4/14

Tabelle zu Abschnitt 3/Seite 13

Meßort	Detektor	Meßbereich	Anzeige
<u>in 3 Meßhäusern:</u>			
1. Gamma-Meßeinrichtungen mit Zweifachlinienschreibern	energiekompensiertes Gamma-Zählrohr und (oder) Gamma-Ionisationskammer	0 bis 1 mrem/h bis 10 rem/h	vor Ort
2. Aerosol- und Jodaktivitätsmessung (2 Filterpatronen) mit Luftmengenähler	Ausmessung im Labor	-	-
3. Hibernia-Trichter (Trichter mit Auffanggefäß, Regenmengenmeßgefäß)	Ausmessung im Labor	-	-



#### 4. Störfälle und Gegenmaßnahmen

##### 4.1 Grenzwerte und Gefährdungswerte

Die Reaktoranlage ist durch Grenzwerte der Leistung, der Temperatur und des Druckes geschützt, deren Überschreiten zu einer Reaktorschnellabschaltung durch das als 2v3 System ausgebildete Reaktorschutzsystem führt und damit ein Erreichen der für die Anlage maßgebenden Gefährdungswerte verhindert. Die Grenzwerte liegen mit einem genügenden Sicherheitsabstand unter den Gefährdungswerten und sind unter Berücksichtigung der Meßgenauigkeiten so festgelegt, daß auch durch das Überschwingen infolge der jeder Messung und Abschaltung anhaftenden Verzugszeiten kein Gefährdungswert erreicht wird. Die einzelnen Sicherheitsbereiche des Reaktorschutzsystems sind im Abschnitt 2.7.6.1 näher beschrieben.

Unter Gefährdungswerten versteht man jene Leistungs-, Temperatur- und Druckwerte, bei deren Überschreiten die Gefahr einer Beschädigung von Anlagenteilen nicht auszuschließen ist. Eine Gefährdung des Reaktorkerns ist bei zu hohen Brennstab- bzw. Hüllrohrtemperaturen, eine Gefährdung des Primärkreislaufes durch Überschreiten des höchstzulässigen Betriebsdruckes gegeben.

##### 4.1.1 Reaktorkern

Für die technologische Beanspruchung der Brennstäbe und damit des Reaktorkerns sind die Brennstoff- und Hüllrohrtemperaturen maßgebend. Die aus den technologischen Beanspruchungsgrenzen von Hüllrohr und  $UO_2$  abgeleiteten höchstzulässigen Brennstabtemperaturen führen daher zu einer Begrenzung der im höchstbelasteten Stab maximal zulässigen spezifischen Stableistung und verbieten darüber hinaus für die Brennstab-

kühlung das Auftreten von Filmsieden mit dem damit verbundenen starken Temperaturanstieg. Für den Reaktorkern sind daher eine zu große Brennstableistung mit den daraus resultierenden zu hohen Brennstabtemperaturen und das Erreichen der kritischen Heizflächenbelastung mit Auftreten von Filmsieden Gefährdungswerte.

- a) Als Gefährdungswert für den Brennstab ist die Schmelztemperatur des  $UO_2$  von  $2800\text{ }^\circ\text{C}$  anzusehen. Dieser Wert soll in der Stabmitte auch bei maximal möglichen Leistungsexkursionen nicht erreicht werden. Obwohl in der Fachwelt zum gegenwärtigen Zeitpunkt noch umstritten ist, ob Schmelzen des Brennstoffs im Zentrum tatsächlich als Gefährdungswert anzusehen ist, wird aus Sicherheitsgründen die vorgenannte Festlegung getroffen. Versuche haben gezeigt, daß Brennstäbe auch mit geschmolzenem Brennstoff ohne Schaden für die Hüllen längere Zeit betrieben werden können. [1, 2].
- b) Eine weitere Gefährdung des Brennstabes stellt das Auftreten von Filmsieden im Reaktorkern dar. Bei zu hoher Wärmestromdichte kann bei Oberflächensieden im unterkühlten Kühlmittelbereich auch bei niedrigem Dampfgehalt an der Brennstoffoberfläche ein geschlossener Dampffilm entstehen, dessen schlechte Wärmeleitfähigkeit zu unzulässig hohen Hüllrohrtemperaturen führen würde. Darüber hinaus besteht beim Blasensieden mit hohem volumetrischen Dampfgehalt die Gefahr des Ablösens des Kühlmittels von der Brennstaboberfläche, was ebenfalls eine Verschlechterung des Wärmeüberganges bedeutet. Beide Phänomene werden durch die aus zahlreichen Versuchen ermittelten DNB-Beziehungen quantitativ erfaßt [3]. Das durch das Verhältnis aus kritischer Wärmestromdichte zu maximaler Wärmestromdichte bzw. kritischer zu maximaler Enthalpieerhöhung gebildete sogenannte DNB-Verhältnis dient als Maß für die Sicherheit gegenüber



dem Auftreten von Filmsieden im Reaktorkern.

Eine Gefährdung des Reaktorkerns durch Filmsieden kann einerseits durch zu hohe Reaktorleistung im Zusammenwirken mit zu hohen Kühlmitteltemperaturen und zu niedrigem Systemdruck und andererseits durch eine starke Verringerung des Kühlmitteldurchsatzes, z. B. bei Pumpenausfall, erfolgen.

Um eine Gefährdung der Brennstäbe durch zu hohe Brennstableistung und Filmsieden mit Sicherheit auszuschließen, wird der Reaktorkern durch die drei Grenzwerte

- Leistungsgrenzwert
- DNB-Grenzwert und
- Grenzwert der Pumpendrehzahl

des Reaktorschutzsystems, deren jeweiliges Ansprechen eine Reaktorschnellabschaltung auslöst, vor dem Erreichen unzulässiger Betriebszustände geschützt.

Der aus der Neutronenflußmessung abgeleitete Leistungsgrenzwert des Reaktorschutzsystems von 112 % bewirkt eine Abschaltung des Reaktors.

Dem Grenzwert zur Reaktorschnellabschaltung ist jedoch der Ansprechwert (103 %) einer 4-kanaligen Begrenzungsschaltung (2.7.5.4.1) vorgelagert, die verhindert, daß die Reaktorleistung den Schnellabschaltwert erreicht.

Zur Bestimmung des Sicherheitsabstandes gegenüber Filmsieden (DNB-Grenzwert) wird der Zustand des Kühlmittels am Austritt des Heißkanals aus den am Reaktoreintritt- und -austritt gemessenen Kühlmitteltemperaturen sowie dem gemessenen Kühlmitteldruck laufend berechnet. Der innerhalb einer umfangreichen Dynamikstudie festzulegende Abschaltgrenzwert des DNB-Kanals des Reaktorschutzsystems ist so gewählt, daß das minimale DNB-Verhältnis bei zu hoher Reaktorleistung und Kühlmitteltemperatur oder zu niedrigem Systemdruck oder Pum-



penausfall (4 Pumpen) den Wert von 1,30 nicht unterschreitet. Auch vor dem Ansprechen dieses Reaktorschutzkanales greift eine 4-kanalige Begrenzungsschaltung (2.7.5.4.2) ein.

Bei verringertem Kühlmitteldurchsatz ist ebenfalls eine Gefahr von Filmsieden gegeben. Die Auswirkungen bei Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen sind in Abschnitt 4.2.3.1 ausführlich beschrieben. Bei Nennlast beträgt der minimal zulässige Durchsatz in den Kühlkreisläufen 93 % des Nennwertes. Wird in einem der Kühlkreisläufe dieser Grenzwert unterschritten, so greift das Reaktorschutzsystem ein und verhindert ein Erreichen von Gefährdungswerten.

#### 4.1.2 Primärkreislauf

Das Ansteigen des Systemdruckes auf den Berechnungsdruck als Folge einer Betriebsstörung führt nicht zur Gefährdung von Anlagenteilen, sondern lediglich zum Ansprechen der Sicherheitsventile auf dem Druckhalter. Eine Gefährdung der Anlage wäre erst dann zu erwarten, wenn gleichzeitig der Wasserstand im Druckhalter bis auf die Höhe der Anschlußstutzen der Sicherheitsventile ansteigen würde, da die Abblasequerschnitte für Dampf ausgelegt sind. Ein zu hoher Wasserstand im Druckhalter muß daher wie ein Gefährdungswert behandelt werden.

Das Druckhalterniveau wird während des Normalbetriebes durch das Volumenregelsystem auf einen Sollwert geregelt, der dem Sollwert der mittleren Kühlmitteltemperaturen nachgeführt wird. Bei einem starken Temperaturanstieg im Primärkreislauf (z. B. beim Lastabwurf) steigt der Wasserstand im Druckhalter schnell an, was infolge Kompression des Dampfes einen schnellen Druckanstieg zur Folge hat. Der Druckanstieg wird durch die dreisträngig ausgelegte Druckregelung durch Öffnen der Sprühventile sicher begrenzt.

Nur wenn man ein Versagen der redundanten Druckregelung annimmt, ist das Ansprechen der Sicherheitsventile überhaupt denkbar. Der Abblasequerschnitt der Sicherheitsventile ist für den äußerst unwahrscheinlichen Störfall ausgelegt, daß nach einem Lastabwurf bzw. Turbinenschnellschluß die Frischdampfumleitventile nicht öffnen und gleichzeitig der Steuerelementeinwurf, die Sprühventile und die Kühlmitteltemperaturregelung versagen. Eine Reaktorschnellabschaltung wird vom Grenzwert "Kühlmittel- druck zu hoch" ausgelöst. Der Grenzwert wird so eingestellt, daß sowohl ein Überschreiten des Auslegungsdruckes als auch ein Abblasen von Wasser über die Sicherheitsventile unmöglich ist.

Literaturhinweise:

- [1] A. S. Bain: "Irradiation of  $UO_2$  Specimen with Molten Cores in a Pressurized Water Loop", AECL- 1464 (1961).
- [2] J.A.L. Robertson et al.: "Temperature Distribution in  $UO_2$ -Fuel-Elements", Journal of Nuclear Material, 7. No 3 (1962)
- vgl. als zusammenfassende Darstellung "Thermal Conductivity of Uranium Dioxide" IAEA, Wien 1966, Technical Reports Series No 59
- [3] L. S. Tong: "Boiling Crisis and Critical Heat Flux", AEC Critical Review Series, TID - 25 887.

## 4.2 Störungen ohne erhöhte Freisetzung radioaktiver Stoffe

### 4.2.1 Reaktivitätsstörungen

#### 4.2.1.1 Störungen in der Regeleinrichtung des Reaktors

In diesem Abschnitt werden alle die Störfälle beim Betrieb des Reaktors behandelt, die durch Ausfall oder Fehlbetrieb betriebswichtiger Anlagenteile oder deren elektrischer Ausrüstung auftreten. Es wird gezeigt, daß alle diese Störfälle durch das Reaktorschutzsystem sicher beherrscht werden. Die Grenzwerte des Schutzsystems sind so eingestellt, daß keinerlei Gefährdungswerte erreicht werden und damit keine Beschädigung von Anlagenteilen auftritt. Die Grenz- und Gefährdungswerte werden im Abschnitt 4.1 behandelt.

##### 4.2.1.1.1 Störungen der Reaktor- Leistungsregeleinrichtung

Im Gegensatz zu den Grenzwertregelungen sind die betrieblich in Eingriff befindlichen Regelungen der Regeleinrichtung der Reaktorleistung, einige Teilschaltungen ausgenommen, einfach aufgebaut, d. h. ein Gerätefehler führt zur Fehlfunktion. Es handelt sich um die Kühlmitteltemperaturregelung und die Steuerelementbank-Stellungsregelungen mit der Leistungsverteilungsregelungsfunktion.

Fehler dieser Schaltungen können sich auf verschiedene Weise äußern:



- a) Abwärtsfahren von Steuerelementen,
- b) Nichtbewegen von Steuerelementen,
- c) Aufwärtsfahren von Steuerelementen,
- d) Ständiger Borzusatz,
- e) Versagen von Borzusatz und Borentzug,
- f) Ständiger Borentzug.

Um den Reaktor möglichst betriebssicher betreiben zu können, werden an Stellen, an denen häufigere Störungen erwartet werden - wie z. B. Meßfühler und lange Verkabelungen - Redundanzen eingebaut. So werden z. B. die 4 Temperaturmessungen in den einzelnen Hauptkühlkreisläufen miteinander verglichen und bei zu großer Abweichung einer Messung gegenüber den anderen eine Abschaltung des vermutlich defekten Stranges ausgelöst. Es erfolgt Störungsmeldung. Zur Regelung wird nur der Maximalwert der 4 Meßgrößen verwendet.

Außerdem werden die Regelabweichungen der Regler überwacht und bei zu großer - im Normalbetrieb nicht vorkommender - Regelabweichung der Reglerausgang weggeschaltet. In diesem Falle wird damit gerechnet, daß der Reaktor durch sein Selbstregelverhalten ("Übergangsverhalten mit Ausgleich") infolge seiner negativen Temperaturrückwirkungen in der Lage ist, kleinere Störungen z. B. mit ruhigstehenden Steuerelementen zu vertragen, ohne immer eine Schnellabschaltung auszulösen. Trotzdem muß für die Sicherheitsbetrachtungen auch mit fehlerhafter Steuerelementbewegung gerechnet werden. Zur Entdeckung und Begrenzung dieser Fehlermöglichkeiten sind die im folgenden aufgezählten und in der Anlagenbeschreibung erklärten Schaltungen vorgesehen:

- Steuerelement-Stellungsvergleich Einzelstab mit Steuerelementgruppe oder Bank.
- Steuerelementhalt wegen Schiefllast, abgeleitet aus:  
äußerer Neutronenflußmessung,  
innerer Neutronenflußmessung,  
Aufwärmspannenmessung des Reaktorkühlmittels.
- Reaktorleistungsbegrenzung von Gesamtleistungsmessung, örtlicher Leistungsmessung mit Ausfahrsteuerelementhalt und - wenn nötig - Steuerelementeinfahrbefehlen.
- Steuerelementeinfahrbegrenzung der L-Bank mit Einfahrsteuerelementhalt und Borsäureeinspeisung.
- Steuerelementeinfahrbegrenzung der D-Bank mit Verringerung des Begrenzungswertes des Generatorleistungssollwertes und Borsäureeinspeisung.

Im folgenden werden denkbare Störfälle betrachtet.

Fehleinfall von Steuerelementen:

Fallen ein oder mehrere Steuerelemente plötzlich in den Reaktorkern ein, so ändert sich sehr schnell der Meßwert der Reaktorleistung. Die vierkanalige Steuerelementfehleinfall-Überwachungsschaltung bemerkt diese sonst nur bei Reaktorschnellabschaltung oder beim Stabeinwurf auftretende Leistungsänderung und verhindert das Ausfahren anderer Stäbe bis zur Handlöschung der Schaltung. Aus diesem Grunde wirkt sich der Fehleinfall als eine Leistungsabsenkung aus, die in keiner Kernzone zu unzulässiger lokaler Leistungserhöhung führt (Sperrbefehle dieser Schaltung sind bei gewolltem Steuerelementeinwurf und Reaktorschnellabschaltung unwirksam).



**Einzelsteuerelement-Fehleinfahren:**

Fährt ein Steuerelement fälschlich aus einer Gruppe oder Bank in den Kern ein, so wird dies durch den Stellungsvergleich von Einzelsteuerelement mit Steuerelementgruppe oder -bank bemerkt. Das Steuerelement kann dann von Hand (evtl. mit dem Hilfsprogrammheber) in seine Gruppe/Bank zurückgefahren werden. Für die Einwurfsteuerelemente geschieht dies selbsttätig über die Rückhoifunktion. Ist das Rückfahren nicht möglich, so muß das Steuerelement-einfahren nicht zwangsläufig zu unzulässigen Leistungsverteilungen führen. Ist dies jedoch der Fall, so wird dies entweder von den Schiefastbegrenzungen entdeckt oder es kommt zum Ansprechen der Leistungsbegrenzung infolge zu hoher lokaler Leistungsdichte. In beiden Fällen würde der Generatorleistungssollwert verringert bei gleichzeitigem Stabhaltbefehl an die Stabgruppen.

**Steuerelementgruppen-Fehleinfahren:**

Das Fehleinfahren mehrerer Steuerelemente an asymmetrischen Gruppen wird zunächst durch die Schiefastbegrenzungen mit Steuerelementhalt und evtl. Reduktion der Generatorleistungssollwertbegrenzung beantwortet.

Fahren symmetrische Steuerelementgruppen oder -bänke ein, so wird dies evtl. außerdem von den vorgesehenen L- oder D-Bankeinfahrbegrenzungen bemerkt, die auch mit Steuerelement oder Reduktion des Generatorleistungssollwertes darauf reagieren.

**Nichtbewegen von Steuerelementen:**

Sollten die Ausgangssignale einer Regelung nicht mehr zur notwendigen Steuerelementbewegung führen, so macht sich das in größer werdender Regelabweichung bemerkbar und wird entweder über die Regelabweichungsüberwachung gemeldet oder durch andere Funktionen von Folgeregelungen bemerkt.



Bei diesem Folge-Fehlverhalten der L- oder -D-Bank können die Einfahrbegrenzungen ansprechen.

Bei stark negativen Kühlmittelkoeffizienten kann es auch bei stehenden Steuerelementen zum Ansprechen der Reaktorleistungsbegrenzung kommen.

#### Ausfahren von Steuerelementen:

Das Ausfahren von Steuerelementen bewirkt normalerweise eine Gesamtleistungserhöhung mit Ansprechen von Reaktorleistungsbegrenzung oder Reaktorschutzsystem. Hier muß jedoch evtl. zwischen Vollast- und Teillastbetrieb unterschieden werden.

Bei Vollastbetrieb sind alle Steuerelemente nur wenig in den Reaktorkern eingefahren. Infolge der in dieser Stellung verminderten Einzelsteuerelementwirksamkeit bewirkt das Fehlauffahren einzelner Steuerelemente nur geringe Reaktivitätsänderungen und ist deshalb nicht gefährlich. Es wird jedoch über den Einzelsteuerelementstellungsvergleich der Bank bemerkt und gemeldet. Das Ausfahren größerer Gruppen oder der Gesamtbank führt zu oben erwähntem Ansprechen der Leistungsbegrenzung oder des Reaktorschutzsystems.

Bei Teillastbetrieb stehen vier, acht oder zwölf Steuerelemente der D-Bank symmetrisch teil- oder volleingetaucht im Reaktorkern. Die Wirksamkeit eines Einzelsteuerelementes beim Aufwärtsfahren ist jetzt wesentlich größer als bei Vollast und bewirkt damit größere Reaktivitätsstörungen.

In diesem Falle werden wirksam:

- Die Stellungsüberwachung mit Alarmmeldung.
- Bei unsymmetrischen Anordnungen die Schiefasterfassungsschaltungen und evtl. die Gesamt - Reaktorleistungsbegrenzung.

Ist die Störung besonders groß, so wird evtl. noch bei Teillast zeitweise die Gradientenbegrenzung des gleitenden Grenzwertes der Reaktorleistungsmessung wirksam. Ist nach einiger Zeit der Maximalwert erreicht, so wird die zuviel erzeugte Leistung evtl. über die Umleitstation abgeblasen. Ist dabei die Differenz zwischen Reaktorleistung und Generatorleistung zu groß geworden, so kann zusätzlich die Steuerelementeinwurfsschaltung in Aktion treten.

In den meisten beschriebenen Störfällen wird das Betriebspersonal rechtzeitig gewarnt und hat, da die Vorgänge nicht übermäßig schnell verlaufen, evtl. Gelegenheit, von Hand einzugreifen und damit Leistungsminderungen zu vermeiden.

Fehler in der Steuerung der Bor- und Deionatzuführung äußern sich evtl. in falschem oder unnötigem Fahren der Steuerelemente. Kann der Borzusatz und Borentzug infolge Versagens nicht mehr durchgeführt werden, so werden die Steuerelemente dem Abbrand entsprechend langsam aus dem Reaktor herausfahren. Es handelt sich jedoch um einen Wochenvorgang, dem außerdem Steuerelementbewegungen infolge von Xenonänderungen im Tageslastzyklus überlagert sind.

Bei ständigem Boreinspeisen wird der damit bewirkte Reaktivitätsverlust zunächst von Steuerelementen durch Aufwärtsbewegung kompensiert. Die Steuerelemente werden bis



an die oberen Endstellungen fahren, die automatische Schaltung wird mit Befehlen zum Deionateinspeisen antworten. Ist dies jedoch ohne Erfolg, so wird der Reaktor seine Leistung vermindern, bis das Betriebspersonal eingreift. Auch hier handelt es sich um einen Stundenvorgang.

Bei ständigem Borentzug fahren die Steuerelemente zunächst in den Reaktorkern ein, bis die oben schon erwähnten Steuerelement-Einfahrbegrenzungen Steuerelementhaltbefehle geben oder die Generatorleistung vermindern. Ist diese Verminderung ohne Erfolg, so wird der Reaktor seine Leistung bis zum Ansprechen der Reaktorleistungsbegrenzung oder des Reaktorschutzsystems erhöhen. Auch dies ist jedoch ein Stundenvorgang, der das Betriebspersonal zum Eingreifen Gelegenheit gibt.

#### Kühlmitteldruckregelung:

Der Ausfall dieser Regelung führt im äußersten Fall zum Ansprechen der Heizung oder zur Aussteuerung eines oder mehrerer Sprühventile im Druckhalter.

Das fehlerhafte Ansprechen der Heizung führt zu einem Druckanstieg, bis die analoge Drucküberwachung (2 v 3) zum Aussteuern von Sprühventilen führt, deren Sprühwirkung den Einfluß der Heizung überwiegen. Der Druck wird dann bis zum Abfallwert der Grenzwertgeber abgebaut und pendelt dann zwischen Ansprech- und Abfallwert der Grenzwertgeber. Durch Abschalten der Heizung und kurzzeitiges Sprühen von Hand kann der Druck auf seinen Nennwert abgebaut werden.

Ein fehlerhaftes Aussteuern eines Sprühventiles führt zu einem Druckabfall, das nach Alarmgabe vom Personal durch Schließen des Ventiles beendet werden kann. Erfolgt dies zu spät, so reduziert die Reaktorsiedebebegrenzung zunächst



die Generatorleistung um ca. 10 %. Später erfolgt Reaktorschnellabschaltung.

#### 4.2.1.1.2 Verhalten des ungeregelten Reaktors bei Laständerungen (s. Zeichnung Nr. 4.2/1)

Es ist zwar sehr unwahrscheinlich, jedoch denkbar, daß infolge eines Fehlers die Steuerelemente vom Regelsystem oder von der Elementsteuerschaltung keine Signale erhalten. In diesem Falle ist der Reaktor "ungeregelt", und es sei hier aufgezeigt, wie er sich bei Laständerungen der Turbine verhält.

Aufgrund der physikalischen Auslegung besitzt der  $H_2O$ -gekühlte Druckwasser-Reaktor negative Temperaturkoeffizienten der Reaktivität, die ihn "inhärent stabil" machen. Das Zeitverhalten wird im wesentlichen durch die Temperaturkoeffizienten des Brennstoffs und des Kühlmittels (Moderators) bestimmt. Bei einem Reaktor mit chemischer Trimmung hängt der Temperaturkoeffizient des Kühlmittels stark von der Borsäurekonzentration im Hauptkühlkreislauf (und damit vom Abbrandzustand des Reaktorkerns) ab, und zwar ist er beim Abbrandbeginn (hohe Borkonzentration) schwach, beim abgebrannten Kern (geringe Borkonzentration) stark negativ. Der Temperaturkoeffizient des Brennstoffs, der sich wegen der kleinen Zeitkonstante der Brennstofftemperatur prompt auswirkt, ist ebenfalls negativ. Er wirkt daher bei stärkeren Reaktivitätsstörungen leistungsbegrenzend.

weitere Reaktivitätskoeffizienten sind der Druckkoeffizient und der Blasenkoeffizient (void-Koeffizient); beide sind jedoch im Vergleich zu den erstgenannten vernachlässigbar klein. Der Reaktor besitzt also während seiner gesamten Lebensdauer ein ausgeprägtes Selbstregelverhalten.

Die selbstregelnde Eigenschaft infolge der negativen Temperaturkoeffizienten bewirkt, daß der Reaktor von selbst und ohne Änderung der Steuerelementstellung nur die Leistung erzeugt, die ihm von der Dampfkraftanlage abgenommen wird, und zwar ist das Selbstregelverhalten um so günstiger, je stärker negativ der Kühlmittelkoeffizient, d. h. je niedriger die Borkonzentration ist. Allerdings verändern sich während eines solchen Selbstregelvorganges die Temperaturverhältnisse im Kern und kehren nach Abschluß des Vorganges nicht von selbst zu ihrem Sollwert zurück. Wird zum Beispiel die Last auf der Turbinenseite zurückgenommen, so steigt der Frischdampfdruck und damit die Kühlmitteltemperatur im Reaktorkühlkreis an, was über den negativen Kühlmittelkoeffizienten einen negativen Reaktivitätsbeitrag und damit eine Absenkung des Neutronenflusses bzw. der Reaktorleistung bewirkt. Damit sinkt auch die mittlere Brennstofftemperatur, die etwa der Leistung proportional ist, ab, und zwar so weit, bis der positive Reaktivitätsbeitrag den negativen des Kühlmittels genau aufhebt und  $k_{\text{eff}} = 1$  ist. Der Reaktor hat damit einen neuen Gleichgewichtszustand erreicht.

Das Verhalten des unregulierten Reaktors bei Laständerungen ist in Zeichnung Nr. 4.2/1 dargestellt. Als Störung wurde ein 10 %-Lastsprung (Dampfdurchsatzsprung  $\Delta w_D$ ) von 100 auf 90 % und nach 600 s wieder von 80 auf 100 % vorgegeben. Aufgetragen ist das Übergangsverhalten der Leistung  $P$ , des Frischdampfdruckes  $p_D$ , der mittleren Kühlmitteltemperatur  $T_K$ , des Systemdruckes  $p_1$  sowie des Druckhalterwasservolumens  $V_r$ ,



und zwar jeweils als Abweichung vom Anfangswert.

Wegen der Abhängigkeit von der Bor-Konzentration und damit vom Abbrand wurden zwei Fälle einander gegenübergestellt: Der ausgezogene Kurvenverlauf mit einem Kühlmitteltemperaturkoeffizienten  $\beta_K = -5 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ , dem strichlierten Kurvenverlauf mit  $\beta_K = -45 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$  (entspricht etwa Beginn und Ende eines Abbrandzyklus beim Gleichgewichtskern). Wie zu erwarten, sind die Temperatur-Änderungen umso geringer, je stärker negativ der Kühlmitteltemperaturkoeffizient ist. In beiden Fällen ist jedoch das Lastfolgeverhalten des Reaktors gut ausgeprägt, obwohl keine Steuerelemente bewegt werden.

#### 4.2.1.1.3 Unkontrollierte Steuerelementbewegungen

##### Ausfahren von Steuerelementen

Normalerweise wird die Überschubreaktivität durch Bor so kompensiert, daß die Steuerelemente bei Vollast nur einen geringen Betrag ihrer Länge in den oberen Teil des Reaktorkerns eingefahren sind. Ein fälschliches Einfahren der Steuerelemente würde keine Gefahr für den Reaktor darstellen, da Leistung und Temperaturen langsam absinken würden. Bei einer bestimmten Steuerelementstellung würde ein Alarm den Fehler anzeigen, so daß entsprechende Gegenmaßnahmen eingeleitet werden könnten.

Gefährlicher wäre ein unkontrolliertes Herauslaufen eines oder mehrerer Steuerelemente. Die Größe der Störung ist davon abhängig, wie tief die Steuerelemente vor Beginn der Störung im Kern eingetaucht waren, da sich daraus sowohl die mögliche Geschwindigkeit als auch der Betrag der Reak-



tivitätserhöhung ergibt. Die Reaktivitätsänderungsgeschwindigkeit ist in erster Linie durch die Fahrgeschwindigkeit und die Reaktivitätskennlinie der Steuerelemente gegeben. Bei der vorgesehenen Steuerelementfahrgeschwindigkeit von 60 Schritten/min (1 cm/s) ergibt sich je nach Abbrandzustand ein Wert von  $\frac{d\beta}{dt} = 3$  bis  $5 \cdot 10^{-5}/s$  beim gleichzeitigen Fahren aller Steuerelemente. Sind die Steuerelemente tiefer eingetaucht, wird die Reaktivitätsänderungsgeschwindigkeit automatisch durch die Elementsteuerschaltung auf maximal ca.  $10 \cdot 10^{-5}/s$  begrenzt, indem eine geringere Steuerelementzahl der jeweils betätigten Steuerelementgruppe zugeordnet wird. Da diese Zuordnung in einer redundanten digitalen Schaltung (2 von 3) vorgenommen wird, ist sichergestellt, daß größere Reaktivitätsänderungsgeschwindigkeiten nicht auftreten können.

Der Störfall "Unkontrolliertes Ausfahren der Steuerelemente" wurde bei Vollast auf einem Analogrechner untersucht. Als Parameter wurde der Temperaturkoeffizient des Kühlmittels  $\beta_k$  variiert. Für die Sicherheitsbetrachtung wurde bei diesen Störfällen mit der größten Reaktivitätsänderungsgeschwindigkeit gerechnet.

Zeichnung Nr. 4.2/2 zeigt das Verhalten des Reaktors beim unkontrollierten Ausfahren der Steuerelemente, ausgehend von der Nennleistung. Die ausgezogenen Linien gelten für einen Kühlmitteltemperaturkoeffizienten  $\beta_k = -5 \cdot 10^{-5}/\text{grad}$ , die gestrichelten Linien für  $\beta_k = -45 \cdot 10^{-5}/\text{grad}$ .

Bei  $\beta_k = -5 \cdot 10^{-5}/\text{grad}$  wird schon bald der Leistungsgrenzwert erreicht und Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Bei  $\beta_k = -45 \cdot 10^{-5}/\text{grad}$  stabilisiert sich die Anlage zunächst unterhalb des Abschaltgrenzwertes, es erfolgt jedoch später eine Abschaltung vom Grenzwert "Druckhalter-Wasserstand zu hoch". Die Störung wurde ohne diese Reaktorschnellab-

schaltung gerechnet und man sieht, daß auch ohne Reaktorschnellabschaltung keine Gefährdungswerte erreicht werden. Da jedoch der Wasserstandsgrenzwert aus anderen Gründen so niedrig liegt, läßt sich die Reaktorschnellabschaltung nicht verhindern, es sei denn, die Störung kann von Hand vorher unterbunden werden.

Der Störfall "Ausfahren der Steuerstäbe" wurde auch bei Teillast untersucht. Die größtmögliche Reaktivitätsrampe ist durch das Ausfahren von D-Bänken möglich; die mögliche Änderung der Reaktivität beträgt z. B. bei 60 % Leistung ca. 0,4 % oder bei 90 % Leistung ca. 1,5 %. Die mögliche größte Änderungsgeschwindigkeit der Reaktivität beträgt ca.  $4 \cdot 10^{-5}/s$ .

Zeichnung Nr. 4.2/4 zeigt das Ausfahren von Steuerelementen bei ca. 60 % Leistung. Sowohl bei  $\rho_k = -5 \cdot 10^{-5}/\text{grd}$  (ausgezogene Linien) als auch bei  $\rho_k = -45 \cdot 10^{-5}/\text{grd}$  (strichlierte Linien) wird als erster Abschaltgrenzwert der Druckhalterwasserstand erreicht. Es wurde jedoch ohne Wirksamwerden dieser Abschaltung gerechnet, um den weiteren Verlauf der Störung zu zeigen. Bei  $\rho_k = -5 \cdot 10^{-5}/\text{grd}$  wird als nächster Abschaltgrenzwert der DNB-Grenzwert erreicht, bei  $\rho_k = -45 \cdot 10^{-5}/\text{grd}$  stabilisiert sich der Reaktor bei ca. 77 % und es wird kein anderer Abschaltwert erreicht. Bei noch niedrigeren Teillasten ist zwar eine größere Reaktivitätsänderung möglich, jedoch erfolgt auch hier stets eine Reaktorschnellabschaltung vom Druckhalterwasserstandsgrenzwert.

Alle anderen möglichen Reaktivitätsstörungen durch Ausfahren von Steuerelementen sind kleiner als die oben beschriebenen Fälle, so daß sie nicht weiter untersucht werden müssen.



Zusammenfassend kann gesagt werden, daß der Reaktor beim "Unkontrollierten Ausfahren von Steuerelementen" durch die 3 Grenzwerte "Reaktorleistung zu hoch", "DNB-Verhältnis zu niedrig" und "Druckhalterwasserstand zu hoch" sicher gegen das Erreichen von Gefährdungswerten geschützt ist. Welcher der drei Grenzwerte zuerst erreicht wird, ist abhängig vom Last- und Abbrandzustand, bei dem die Störung auftritt, und von der Größe der Störung.

#### Auswurf eines Steuerelementes

Der Auswurf eines Steuerelementes ist nur denkbar, wenn man einen Bruch eines Steuerelementantriebsstützens annimmt. Durch den hohen Innendruck würde das Steuerelement aus dem Reaktorkern herausgeschleudert und zu einem plötzlichen Anstieg der Reaktivität führen. Der Betrag des Reaktivitätsanstieges ist abhängig von der Eintauchtiefe der Steuerelementbank, in der das ausgeworfene Steuerelement stand, und von der Anzahl der Steuerelemente, aus der sich diese Bank zusammensetzt.

Die Eintauchtiefe der leistungsregelnden L-Bank ist stets so gering, daß ihr Reaktivitätswert maximal nur 0,3 % beträgt. Der Wert eines aus der L-Bank ausgeworfenen Steuerelementes ist aufgrund der Anzahl der Steuerelemente auf jeden Fall kleiner als 0,01 %. Diese Reaktivitätsstörung würde durch einen einzigen Schritt der L-Bank kompensiert, so daß keine Reaktorschnellabschaltung durch den Leistungsgrenzwert erfolgen würde. Aufgrund des Lecks kommt es jedoch zu einem Druckabfall im Primärkreis, der nach ca. 15 s zu einer Abschaltung durch den DNB-Grenzwert führt.



Größere Eintauchtiefen von Steuerelementen sind beim Einfahren einer D-Bank (Doppler-Reaktivität regelnde Bank) möglich; dies kommt jedoch nur bei Teillast vor. Zum Beispiel ist bei einer Lastabsenkung unter ca. 60 % eine aus 4 Steuerelementen bestehende D-Bank voll eingefahren. Nimmt man den Auswurf eines dieser 4 Steuerelemente, so führt dies zu einem Reaktivitätsanstieg von ca. 0,2 %.

Eine weitere Reaktivitätsstörung ist durch das Auswerfen eines Steuerelementes denkbar, das infolge eines Versagens seines Antriebes vorher in den Reaktorkern eingefallen war. Für den Fall, daß der Reaktor mit dem eingefallenen Element weiterbetrieben wird, welches zudem das wirksamste Element darstellt, und gerade dieses Element herausgeschleudert wird, ist mit einem Reaktivitätsanstieg von maximal 0,2 % bei Vollast zu rechnen.

Am Analogrechner wurde bei Vollast ein Reaktivitätssprung von 0,1 % durchgerechnet. Die Ergebnisse zeigt Zeichnung Nr. 4.2/5. Die Rechnungen wurden ohne Wirksamwerden einer Reaktorschnellabschaltung durchgeführt. Unabhängig vom Kühlmitteltemperatur-Koeffizienten  $\Gamma_k$  ist der Anstieg des Neutronenflusses so schnell und groß, daß der Leistungsgrenzwert praktisch sofort erreicht wird. Aber selbst ohne Reaktorschnellabschaltung erreicht die Wärmestromdichte maximal nur 110 %, so daß keine Gefahr für zu hohe Hüllrohr- und Brennstofftemperaturen besteht.

Als weitere Grenzwerte würden bei  $\Gamma_k = -5 \cdot 10^{-5}/\text{grad}$  das Druckhalter-Wasservolumen und der DNB-Grenzwert erreicht werden. Der Störfall wurde ohne Berücksichtigung des Primärlecks gerechnet, das durch den Bruch des Steuerelement-Antriebsstutzens freigesetzt wird. Da die Leckgröße relativ klein ist, hat das Ausstromen des Kühlmittels nur geringe Auswirkung auf den anfänglichen Verlauf des Störfalls.

#### 4.2.1.1.4 Störungen beim Anfahren des Reaktors

Eine Leistungsexkursion des Reaktors infolge unkontrollierten Herauslaufens der Steuerelemente während des Anfahrvorganges wird durch eine Reihe von Sicherheitsmaßnahmen verhindert. Diese Sicherheitsmaßnahmen bewirken entweder Steuerelementhalt oder Reaktorschnellabschaltung. Die Art des Eingriffs hängt vom Leistungsbereich ab, in dem der Reaktor gefahren wird. Im einzelnen werden folgende Maßnahmen in der angegebenen Reihenfolge wirksam:

1. Bei einer Periode von etwa 20 s erfolgt im Impulsbereich Steuerelementhalt bei gleichzeitigem Alarm. Zwei Grenzwerte werden erfaßt und deren Geber sprechen in zwei unabhängig voneinander arbeitenden Strängen beim gleichen Wert an.
2. Ein entsprechendes Steuerelementhaltsignal der Periode wird aus dem log. Mittelbereich abgeleitet, um über den gesamten Anfahrbereich, auch bei bereits abgeschaltetem Impulsbereich, ein zu rasches Ansteigen des Neutronenflusses zu vermeiden.
3. Sind die Steuerelemente bereits so weit ausgefahren, daß die Periode trotz der Maßnahmen unter Punkt 2 einen Wert von etwa 15 s erreicht hat, so erfolgt Reaktorschnellabschaltung. Es sind wie unter Punkt 2 zwei voneinander unabhängige Grenzwertgeber vorhanden (Auslösung nach 1 v 2).
4. Steigt die Leistung ohne Ansprechen der Periodenüberwachung (d. h. verhältnismäßig langsam) unbeaufsichtigt an, so wird durch den gleitenden Grenzwert des Neutronenflusses im Leistungsbereich Reaktorschnellab-

schaltung ausgelöst. Der gleitende Grenzwert wird beim Anfahren zunächst auf 20 % begrenzt, um ein ungewolltes Durchlaufen des gesamten Leistungsbereiches zu verhindern. Erst nach einer Handfreigabe kann der Grenzwert gleiten, so daß ein gewolltes Hochfahren möglich ist.

#### 4.2.1.1.5 Störungen an den Steuerelementantrieben

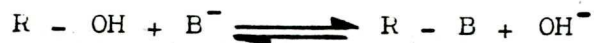
Die Bewegung der Steuerelemente erfolgt auf magnetisch-mechanischem Weg durch zeitlich aufeinander abgestimmtes Schalten der drei Arbeitsspulen (vgl. Abschnitt 2.3.8). Elektrische Fehler, wie z. B. Spulenkurzschluß, Kabelbruch, Taktgeberdefekte u. ä. könnten allenfalls dazu führen, daß sich der Steuerstab nicht mehr in der gewünschten Schrittfolge bewegen läßt. Die Abschaltfähigkeit des Stabes bleibt jedoch in allen Fällen erhalten, da der Antrieb beim Auslösen der Schnellabschaltung lediglich stromlos gemacht werden muß. Die Regelfähigkeit des Reaktors ist durch das Steckenbleiben eines Steuerelementes keinesfalls eingeschränkt. Auch die zu erwartenden Verzerrungen der Leistungsdichte-Verteilung sind äußerst gering.

Bei Stromausfall eines Antriebes fällt das betreffende Steuerelement in den Reaktorkern ein. Der dadurch mögliche Reaktivitätssprung von ca. -0,1 % erniedrigt den Neutronenfluß um ca. 20 %. Der Einfall des Steuerelementes blockiert alle Auffahrbefehle der übrigen Steuerelemente, so daß die Störung nicht von der Regelung ausgeregelt werden kann.



#### 4.2.1.2 Adsorption von Bor an benetzten Oberflächen.

Die Wechselwirkung zwischen Borsäurelösungen und Metalloxyden, den Korrosionsprodukten im Primärkreislauf von Druckwasserreaktoren, kann als ein reversibler Adsorptionsprozeß beschrieben werden. Im Fall von Borsäurelösungen und Korrosionsprodukten wird dieses Adsorptionsgleichgewicht durch die Gleichung



wiedergegeben. In dieser Gleichung bedeuten:

- R = Korrosionsprodukte  
 B<sup>-</sup> = austauschfähige Borationen  
 OH<sup>-</sup> = Hydroxylionen

In wässrigen Lösungen liegt Borsäure in Form folgender Teilchen vor:

- B(OH)<sub>3</sub>            Ortho-Borsäure  
 B(OH)<sub>4</sub><sup>-</sup>            Monoborat-Ion  
 B<sub>3</sub>O<sub>3</sub>(OH)<sub>4</sub><sup>-</sup>        Triborat-Ion  
 und Polyborat-Ionen, z. b. B<sub>4</sub>O<sub>5</sub>(OH)<sub>4</sub><sup>2-</sup>

Die Einstellung der Gleichgewichte zwischen diesen Teilchen ist von der Borkonzentration, von der Temperatur und dem pH-Wert der Lösung abhängig. Durch Adsorption von Borationen (B<sup>-</sup>) an Korrosionsprodukten (R) können daher möglicherweise größere Mengen Bor an die Core-Oberfläche transportiert werden. Bei einem plötzlichen Ablösen von borhaltigen Korrosionsprodukten könnte es daher zu einem Reaktivitätsanstieg kommen.

Es ist Aufgabe der Wasserchemie, der Bildung des Produktes R - B entgegenzuwirken, d. h. das Gleichgewicht muß auf die linke Seite verschoben werden. Das geschieht vor allem dadurch, daß die  $\text{OH}^-$ -Konzentration im Primärkühlmittel durch Zusatz von Lithium-7-hydroxid erhöht wird. Außerdem wird bei der angewandten "alkalischen" Fahrweise, die durch den Zusatz von Lithium-7-hydroxid und Wasserstoff gekennzeichnet ist, die Menge an Korrosionsprodukten auf den Brennstäben vermindert.

Meßwerte der von Korrosionsprodukten als Funktion der Borsäurekonzentration des Wassers adsorbierten Bormengen zeigt nachstehende Tabelle [1] :

Borsäurekonzentration im Wasser (ppm B)	Boradsorption (mg B/g Korrosionsprodukte)	
	25 °C	310 °C
100	0,10	0
200	0,17	0
300	0,23	0,14
400	0,29	0,26
500	0,35	0,43
600	0,40	0,65
700	0,45	0,9
800	0,50	1,2
900	0,57	1,6
1000	0,60	2,0

#### Adsorption von Bor an Korrosionsprodukten

Die auf den Wärmeübergangsflächen der Brennelemente abgelagerten Korrosionsprodukte weisen über die Brennstablänge unterschiedliche Belagdicken auf. Die bei Druckwasserreaktoren gemessenen Ablagerungsmengen betragen maximal

150 mg/dm<sup>2</sup> [1]. Bei einer Dichte der Korrosionsproduktablagerungen von 1,6 g/cm<sup>3</sup> entsprechen diese Flächengewichte Schichtdicken von 10 μm. Mit einer Wärmeaustauschfläche aller Brennstäbe von 6040 m<sup>2</sup> errechnen sich insgesamt 90 kg Korrosionsprodukte, die im ungünstigsten Fall maximal auf den Brennstaboberflächen abgelagert sein können.

Die Borkonzentration zu Beginn des Leistungsbetriebes beträgt etwa 1300 ppm. Bei dieser Borkonzentration im Primärkühlmittel beträgt die an Korrosionsprodukten bei Betriebstemperatur adsorbierte Bormenge 3,5 mg B/g. Die maximal im Core-Bereich des Reaktors an abgelagerten Korrosionsprodukten adsorbierte Bormenge beträgt damit 315 g Bor. Die Adsorption von Bor ist reversibel, d. h. mit fallender Borkonzentration im Primärkühlmittel stellen sich neue Adsorptionsgleichgewichte ein, die durch geringe adsorbierte Bormengen gekennzeichnet sind.

Selbst bei einem plötzlichen Ablösen von größeren Mengen der borhaltigen Korrosionsprodukte können keine gefährlichen Betriebszustände auftreten. Das Ablösen der insgesamt im Core adsorbierten Bormenge von 315 g entspricht, auf den Wasserinhalt des Cores bezogen, einem Entzug von 21 ppm B. Der diesem hypothetischen Borentzug entsprechende Reaktivitätsanstieg würde 0,25 % betragen. Selbst dieser extreme Störfall wird vom Reaktorschutzsystem sicher beherrscht, so daß keine gefährlichen Betriebszustände auftreten können.

---

[1] P. Cohen: "Water Coolant Technology of Power Reactors" Gordon and Breach Science Publishers, New York, London, Paris (1969)



#### 4.2.1.3 Störungen im Volumenregelsystem und im Chemikalieneinspeisesystem

Bei Ausfall des normalen Einspeiseweges in die Hauptkühlkreisläufe besteht die Möglichkeit, über eine Hilfseinspeiseleitung in das Reaktorkühlsystem einzuspeisen. Dieser zweite unabhängige Strang stellt auch bei Störungen im Hauptstrang die Boreinspeisung und den Ausgleich der Volumenkontraktion beim Anfahren sicher. Da die HD-Förderpumpen doppelt besetzt sind, führt auch der Ausfall einer Pumpe zu keiner ernsthaften Störung. Außerdem kann auch die Abdrückpumpe zur Einspeisung herangezogen werden.

Für die Einspeisung von Borsäure und Deionat ins Volumenregelsystem wurden jeweils zwei unabhängige Stränge vorgesehen. Bei Ausfall eines Borsäurestranges, bestehend aus Borsäurespeicher, Borsäuredosierpumpe, Meßstrecke sowie Regelventil oder eines Deionatstranges, bestehend aus Rückspeisepumpe, Meßstrecke und Regelventil, kann auf den zweiten Strang umgeschaltet werden. Die für den ungestörten Betrieb erforderlichen wichtigen Meßstellen sind ebenfalls zweifach vorhanden.

Nimmt man eine Störung in der Saugleitung des Volumenregelsystems an (z. B. im Volumenausgleichsbehälter), so kann über eine zweite unabhängige Saugleitung Borwasser aus den Flutbehältern eingespeist werden.

HD-Förderpumpen, Abdrückpumpe, Borsäuredosierpumpen sowie die notwendigen Antriebe können vom Notstromnetz versorgt werden.

Auswirkungen möglicher Störungen in diesem System sind in den folgenden Abschnitten beschrieben.

#### 4.2.1.3.1 Verringerung der Borkonzentration

Da die Borkonzentration im Kühlmittel dazu dient, langfristige Reaktivitätsänderungen des Reaktors zu kompensieren, kann eine Störung im Volumenregelsystem und im Chemikalieneinspeisesystem auch eine Reaktivitätsstörung hervorrufen.

Die Größe der Reaktivitätsstörung, die durch Einspeisen vollentsalzten Wassers in den Kühlkreislauf verursacht wird, ist abhängig von der Einspeiserate und der im Kreislauf vorhandenen Borkonzentration. Sie ist am größten bei hoher Borkonzentration (d. h. zu Beginn des Abbrandzyklus) und maximaler Einspeiserate.

Die höchste Borkonzentration bei Vollast beträgt beim Erstkern im Xenon-Samarium-Gleichgewicht ca. 1300 ppm. Nimmt man an, daß die maximal mögliche Einspeiserate des Volumenregelsystems  $70 \text{ m}^3/\text{h}$  beträgt (d. h. Betrieb beider HD-Pumpen), so ergibt sich eine maximale Reaktivitätsstörung von  $\frac{d\beta}{dt} \approx 0,6 \cdot 10^{-5}/\text{s}$ . Diese Reaktivitätsänderung wird normalerweise leicht von der Reaktorregelung durch automatisches Einfahren der Steuerelemente kompensiert.

Der Fall, daß der Reaktor unregelt ist (d. h. Handbetrieb oder Ausfall der Regelung) wurde am Analogrechner untersucht. Zeichnung Nr. 4.2/6 ("Unkontrollierter Borentzug") zeigt das Verhalten des Reaktors bei einer rampenförmigen Reaktivitätsstörung von  $\frac{d\beta}{dt} \approx 0,6 \cdot 10^{-5}/\text{s}$ . Die ausgezogenen Linien gelten für  $\beta_k = -5 \cdot 10^{-5}/\text{grad}$ , die strichlierten für  $\beta_k = -45 \cdot 10^{-5}/\text{grad}$ . In beiden Fällen wird zuerst der Grenzwert "Druckhalterwasserstand zu hoch" erreicht. Es wurde jedoch ohne Reaktorschnellabschaltung weitergerechnet, um zu sehen, welcher Grenzwert als erster erreicht wird. In beiden Fällen wurde zuerst der DNB-Grenzwert erreicht.

#### 4.2.1.3.2 Kaltwassereinbruch

Da die Hauptkühlkreisläufe nicht durch Absperrschieber vom Reaktor getrennt werden können, ist die Gefahr eines großen Kaltwassereinbruches in den Reaktorkern durch Zuschalten eines kalten Kreislaufes nicht gegeben. Für den Fall, daß ein Kreislauf nicht in Betrieb ist, wird durch ausreichende Rückströmung durch die stehende Pumpe dafür gesorgt, daß in allen Kreisläufen gleiche Temperaturen herrschen. Durch ein plötzliches Anfahren einer stillstehenden Pumpe kann also keine merkliche Temperaturänderung im Reaktorkühlsystem entstehen.

Durch eine fehlerhafte Umschaltung und Umgehung des Rekuperativwärmetauschers im Volumenregelsystem wäre theoretisch ein Einspeisen von kaltem Wasser in das Reaktorkühlsystem denkbar. Bei der maximal möglichen effektiven Einspeiserate von  $70 \text{ m}^3/\text{h}$  (Betrieb mit beiden Hochdruckeinspeisepumpen) und einer Eintrittstemperatur von  $50 \text{ }^\circ\text{C}$  würde man eine Abkühlgeschwindigkeit im Reaktor von  $40 \text{ }^\circ\text{C}/\text{h}$  erhalten. Selbst mit stärksten negativen Temperaturkoeffizienten ergibt sich für diesen Fall nur ein Reaktivitätszuwachs von  $\frac{d\beta}{dt} = 0,5 \cdot 10^{-5}/\text{s}$ , der von den Steuerelementen leicht kompensiert werden kann.

#### 4.2.2 Störungen am Reaktorschutzsystem

Siehe Abschnitt 2.7.6.



#### 4.2.3 Störungen der Wärmeabfuhr

##### 4.2.3.1 Ausfall der Hauptumwälzpumpen

Als Ursachen für den Ausfall einer oder mehrerer Umwälzpumpen kommen Störungen in der Stromversorgung der Pumpenmotoren oder Schäden an den Pumpenaggregaten in Betracht.

##### 4.2.3.1.1 Anlagentechnische Vorkehrungen gegen den Ausfall der Pumpen

Die Energieversorgung der vier Hauptumwälzpumpen erfolgt jeweils durch eine eigene 10-kV-Schiene (von denen wiederum je zwei an einen Eigenbedarfstransformator geschaltet sind). Kurzschlüsse an einer Schiene führen daher nur zum Ausfall einer Kühlmittelpumpe. Nach einem Kurzschluß wird das Restfeld des ausfallenden Motors durch den Kurzschlußstrom, den er generatorisch abgibt, innerhalb kürzester Frist zerstört, so daß die Pumpen entsprechend ihrer Trägheit und den angreifenden Bremsmomenten frei auslaufen kann.

Da die Betriebsmittelversorgung (Sperrwasser, Schmiermittel usw.) ebenfalls für jede Pumpe getrennt erfolgt, ist auch bei Störungen von dieser Seite nur mit dem Ausfall einer Pumpe zu rechnen.

Bei zusammenbrechendem äußeren Netz beteiligt sich das Kraftwerk zunächst an der Frequenzstützung. Kann der Zusammenbruch nicht verhindert werden, wird das Kraftwerk auf Eigenbedarf abgefahren oder bei internen Fehlern schnellabgeschaltet, was

keine einem Pumpenausfall bei Vollast entsprechende Folgen zeitigt, da die Schnellabschaltung des Reaktors und das Abschalten der Pumpenmotoren zeitlich zusammenfallen.

Der Reaktorschutz spricht an, sobald eine der Pumpen den Grenzwert "Drehzahl zu niedrig" unterschreitet. Bei Inbetriebnahme wird der Grenzwert auf  $\sim 93$  % der Normaldrehzahl der Pumpe eingestellt (dieser Einstellwert verhindert die Abschaltung der Hauptumwälzpumpen bei kleineren Frequenzschwankungen des Netzes). Die Messung der Pumpendrehzahl erfolgt mit einer Genauigkeit von  $\pm 1$  % des Meßbereichsendwertes. Da für Kreiselpumpen direkte Proportionalität zwischen Durchsatz und Drehzahl besteht und für das Sicherheitssystem eine Relativmessung ausreicht, ist eine besondere Eichung der Drehzahlmessung auf Durchsatz unnötig. Der Nenndurchsatz im ungestörten Zustand wird bei Inbetriebnahme ermittelt, geht jedoch in den Reaktorschutz nicht ein.

Zur Erhöhung der Pumpenträgheit wurde jeder Pumpenrotor mit einem Schwungrad versehen, so daß die Gesamtdrehmasse einer Pumpe  $3000 \text{ kgm}^2$  ( $GD^2 = 12.000 \text{ kpm}^2$ ) beträgt.

Bei den verschiedenen Ausfallmöglichkeiten sind im Reaktorsicherheitssystem folgende Maßnahmen vorgesehen:

Bei Ausfall einer Pumpe wird die Reaktorleistung durch Einwurf von Steuerelementen möglichst schnell auf  $< 80$  % der Nennlast zurückgeregelt, falls die Leistung zum Zeitpunkt des Pumpenausfalls größer war. Außerdem wird der Leistungsgrenzwert, der bei Normalbetrieb 112 % der Nennleistung beträgt, auf einen entsprechenden niedrigen Wert herabgesetzt. Erreicht die ausfallende Pumpe eine

Drehzahl  $\leq 60$  % der Nenndrehzahl, so wird der Reaktor schnellabgeschaltet, falls die Reaktorleistung noch größer ist als der neue, niedrigere Leistungsgrenzwert. Alle übrigen Ausfallmöglichkeiten lösen unabhängig von der momentanen Leistung Reaktorschnellabschaltung aus.

#### 4.2.3.1.2 Untersuchungsprogramm

Gleichzeitig auftretende Defekte an mehreren Pumpen sind als unwahrscheinlich auszuschließen, so daß ein Ausfall von zwei oder mehr Pumpen nur durch schwerwiegende Störungen in der Stromversorgung möglich ist.

Da der Ausfall von Pumpen ein Abklingen der Kühlmittelströmung im Reaktorkern verursacht, ist sicherzustellen, daß hierbei keine Überhitzung und Beschädigung der Brennelemente auftritt. Diese Betriebsstörung wurde daher eingehend theoretisch untersucht. Die Untersuchungen umfassen den Ausfall mehrerer bzw. aller Pumpen. Sie gliedern sich in folgende Schritte:

- Bestimmung des Durchsatzrückgangs als Funktion der Zeit nach Pumpenausfall,
- Ermittlung der Leistungsdichte im Brennstab als Funktion der Zeit nach Schnellabschaltung,
- Errechnung der Wärmestromdichte an der Brennstaboberfläche als Funktion der Zeit nach Schnellabschaltung,



- unter Verwendung obiger Ergebnisse werden die thermohydraulischen Verhältnisse im Kühlkanal als Funktion der Zeit nach Pumpenausfall und die zugehörigen DNB-Verhältnisse ermittelt.

Für die Analyse der Störung wird angenommen, daß die Reaktoranlage vor Einsetzen der Betriebsstörung bei Nennlast und Nennbetriebsbedingungen betrieben wird.

#### 4.2.3.1.3 Durchsatzrückgang

Nach Ausfall der Stromversorgung ist im strömenden Kühlmittel und in den rotierenden Pumpenläufern kinetische Energie gespeichert, die langsam durch Reibung und noch verbleibende Förderleistung aufgezehrt wird, so daß das Kühlmittel mit abklingender Geschwindigkeit den Reaktor durchströmt. Der Durchsatzrückgang kann unter Ansatz der Bewegungsgleichungen für die Pumpenrotoren und für das Kühlmittel in den Rohrleitungen unter Verwendung der Pumpencharakteristiken und Widerstandskennlinien des Reaktors und der Kreisläufe rechnerisch ermittelt werden, wobei bei Teilausfall von Pumpen der Einfluß rückströmenden Kühlmittels durch den ausgefallenen Kreislauf berücksichtigt wird, sobald entsprechende Betriebspunkte im Pumpenkennfeld der auslaufenden Pumpe erreicht werden. Zur Integration des durch die Pumpencharakteristiken stark nichtlinearen Differentialgleichungssystems wurde das digitale Rechenprogramm PAK geschaffen, das gegenüber [1] eine erhebliche Verfahrensverbesserung aufweist. In den Zeichnungen Nr. 4.2/7 und 4.2/8 ist das Ergebnis bei

---

[1] Nucleonic 7 (1965) 5, S. 236 - 241

Ausfall aller Pumpen dargestellt. Dabei ist zu unterscheiden, ob die Pumpen mit den übrigen Verbrauchern der 10 kV-Schiene gekoppelt sind oder frei auslaufen. Im ersten Fall geben sie als größte träge Massen des Systems generatorisch Energie an das 10 kV-Netz ab. Dies hat ein schnelleres Auslaufen der Pumpen zur Folge. Durch den Unterspannungsschutz werden die Verbraucher dann von der Schiene getrennt; ein Vorgang, der nach etwa 2,5 sec abgeschlossen ist. Von diesem Zeitpunkt laufen die Pumpen frei aus (s. Zeichnung Nr. 4.2/8).

#### 4.2.3.1.4 Leistungsdichte und Wärmestromdichte nach Schnellabschaltung

Die Leistungserzeugung nach einer Schnellabschaltung setzt sich aus zwei Anteilen zusammen; einerseits der schnell abklingenden Spaltungsleistung durch verzögerte Neutronen und andererseits der langsam abklingenden Leistungserzeugung durch radioaktiven Nachzerfall. Die Energieerzeugung durch verzögerte Neutronen wird aus den kinetischen Gleichungen der Reaktordynamik bestimmt; für die Nachzerfallsleistung werden die Angaben nach [2] für unendlich lange Bestrahlungszeit verwendet. In einer umfangreichen Analogrechnerstudie wurde die Leistungserzeugung nach Schnellabschaltung für verschiedene Abschaltreaktivitäten, Anfangseintauchtiefen, Kennlinien und Fallkurven untersucht. Auf die Hüllkurve um die erzielten Ergebnisse wird ein Sicherheitszuschlag von etwa 3 % der vollen Reaktorleistung aufgeschlagen.

---

[2] Untermeyr, Weills: Heat Generation in Irradiated Uran, ANL - 4790, 1952



Unter Verwendung der so gewonnenen Leistungsdichte nach Schnellabschaltung (s. Zeichnung Nr. 4.2/9) berechnet das digitale Rechenprogramm EDITH die Wärmestromdichte an der Hüllrohrroberfläche. Mit Hilfe des Differenzenverfahrens wird die instationäre Wärmeleitungsgleichung für einen zylindrischen Stab gelöst, der von einem Hohlzylinder verschiedenen Materials umgeben ist. Die Randbedingungen an der Außenfläche des Hohlzylinders können ebenso wie die Leistungserzeugung im Stab beliebig zeitabhängig vorgegeben werden. Das Ergebnis ist in Zeichnung Nr. 4.2/9 wiedergegeben, wobei zur Bestimmung der Randbedingungen schon vorausgesetzt ist, daß kein Filmsieden auftritt.

#### 4.2.3.1.5 Schnellabschaltverzugszeiten

Vom Eintritt des Störfalles bis zum Einleiten der Gegenmaßnahmen treten durch die Anlage bedingte Verzugszeiten auf. Diese Schnellabschaltverzugszeit ergibt sich als Summe folgender Verzögerungen (Zeiten in s):

	4 Pumpen (gek.)
- Drehzahlabnahme auf 93 %	0,8
- Signalbildung und Lösen der Regelstäbe	0,15
- Anteil durch Anpassung der Wärmestromdichte	<u>0,75</u>
Summe	1,70



Zum letztgenannten Anteil muß folgendes erläutert werden: Da das zur DNB-Rechnung verwendete Programm nur hyperbelförmige Verläufe der Wärmestromdichte verarbeiten kann, wird angenommen, daß sie weitere 0,75 s konstant bei 100 % bleibt und dann nach der in Zeichnung Nr. 4.2/9 gestrichelten Hyperbel abnimmt, wobei sich die (rechnerische) Schnellabschaltverzugszeit um 0,75 s verlängert. Alle Annahmen gelten nur unter sehr pessimistischen Bedingungen. So wird z. B. während der gesamten Rechenzeit die eingegebene Leistungsverteilung aus programmtechnischen Gründen konstant gehalten.

Für die DNB-Rechnungen ist eine Verzugszeit von größer 1,5 und kleiner 2,0 s anzusetzen.

#### 4.2.5.1.6 DNB-Verhalten nach Ausfall aller Pumpen

Für die Untersuchung des DNB-Verhaltens wurde das digitale Rechenprogramm PUMLEI entwickelt, dessen physikalische Grundlagen in [1] beschrieben sind. In der Zeichnung Nr. 4.2/10 sind die Ergebnisse für den Ausfall aller Pumpen nach der W<sub>3</sub>-Beziehung [3] von Westinghouse dargestellt. Als Parameter dient die Schnellabschaltverzugszeit größer 1,70 und kleiner 2,5. Da unter realistischen Annahmen mit einer Verzugszeit von ca. 1 s zu rechnen ist, ergibt sich, daß bei Ausfall aller Pumpen der Reaktor auch bei Versagen aller Sicherheitsvorkehrungen gegen den Ausfall der Pumpen in Bezug auf Gefährdung der Brennstäbe durch Filmsieden sicher ist. Selbst bei der relativ langen

---

[3] L.S. Tong: Prediction of DNB for an Axially Non-Uniform Heat Flux Distribution, J. Nucl. Energy, Bd 21 (1967) 3, S. 241 - 248

Verzugszeit von 2,5 s sinkt das DNB-Verhältnis nicht unter 1,30.

Eine weitere konservative Annahme ist die Tatsache, daß angenommen wird, der im heißen Kanal erzeugte Dampf verbleibt vollständig in diesem Kanal und bewirkt dort eine starke Reduktion des Durchsatzes. Diese Voraussetzung der Rechnung wird im Reaktor nicht erfüllt, da der Dampfanteil der Strömung sich auf die unmittelbare Nachbarschaft des z. B. durch eine lokale Flußspitze gegebenen heißen Kanals gleichmäßig verteilt.

Obige Ergebnisse gelten für den ungünstigsten Fall, daß 4 Pumpen mit dem Eigenbedarfsnetz gekoppelt auslaufen. Der Fall des freien Auslaufens aller Pumpen sowie des Teilausfalls von Pumpen ist als günstiger anzusehen, da

- der Durchsatzrückgang in allen anderen Fällen schwächer ist,
- die Reaktorleistung bei Teilloopbetrieb stets so festgelegt wird, daß die Verhältnisse im Kern bezüglich DNB auf keinen Fall schlechter werden als bei Normalbetrieb.

#### 4.2.3.2 Störungen in der Nachkühlung

Bei Schäden an einem der vier Einspeisestränge des Nachkühlkreislaufes kann auf einen anderen Strang umgeschaltet werden. Selbst wenn nur ein Strang für die Nachkühlung zur Verfügung stünde, würde dadurch nur die Abkühlgeschwindigkeit des Reaktorkühlkreislaufes verringert werden.

Ähnlich kann auch bei Störungen am Zwischenkühlkreislauf ein Teilkreislauf abgeschaltet und die Nachkühlung über den anderen, unabhängigen Teilkreislauf gefahren werden, die für ein geordnetes Abfahren erforderlich sind.

#### 4.2.3.3 Störungen in der Dampfkraftanlage

##### 4.2.3.3.1 Ausfall der Speisewasserversorgung

Für jeden der nachfolgend beschriebenen Störfälle wird über Abfahrpumpen die Speisewasserversorgung der Dampferzeuger zur Abführung der Nachzerfallswärme aus dem Primärsystem so lange aufrechterhalten, bis die weitere Nachkühlung des Primärsystems über das Nachkühlsystem erfolgen kann. Dies ist möglich ab einem Primärdruck von ca. 30 bar.

Die Speisewasserversorgung kann durch folgende Störfälle ausfallen:

1. Ausfall der Hauptspeisepumpen
2. Bruch der Hauptspeiseleitung
  - a) Zwischen dem Dampferzeuger und der ersten Rückschlagklappe in der Hauptspeiseleitung,
  - b) Zwischen der Rückschlagklappe und den Hauptspeisepumpen

Der Ausfall der Hauptspeisepumpen ist bei mechanischen oder elektrischen Schäden oder bei Stromausfall denkbar.

Bei mechanischem Ausfall einer Pumpe ( z. B. durch



Lagerschaden, Kupplungsbruch usw.) oder elektrischem Schaden eines Pumpenmotors wird sofort ein Reserveaggregat selbsttätig zugeschaltet.

Bei Stromausfall ist der gleichzeitige Ausfall mehrerer Pumpen denkbar. Der Wasserstand in den Dampferzeugern wird dann absinken und einen Alarm auslösen. Kann der Fehler von der Warte aus nicht schnell genug behoben werden, so erfolgt bei weiterem Absinken des Dampferzeuger-Wasserstandes Reaktorschnellabschaltung durch ein ausfallsicheres 2 von 3-Signal.

Bei Stromausfall werden durch eine Automatik die Abfahrpumpen angefahren, deren Antriebsmotoren eine Einspeisung vom Notstromnetz haben. Ihre Fördermenge reicht aus, den Speisewasserbedarf beim Abfahren zu decken.

Bei Bruch der Hauptspeiseleitung zwischen dem Dampferzeuger und der ersten Rückschlagklappe erfolgt vom Dampferzeugerwasserstandssignal Reaktorabschaltung und Abschaltung der Hauptspeisepumpen. Die Abfahrpumpen werden automatisch angefahren, nachdem vorher durch ein ausfallsicheres Signal ein Absolutdruckvergleich in den einzelnen Leitungen zur Leckfeststellung geführt hat und die entsprechenden Speiseschieber des gebrochenen Stranges geschlossen worden sind. Bei Bruch der Speisewassersammlung zwischen den Rückschlagklappen und den Hauptspeisepumpen erfolgt der Einsatz des Notspei-

sesystems (nachfolgend erläutert), ausgelöst durch die gleichen Kriterien wie vor beschrieben. Das Notspeisesystem dient auch als back-up-System für die Abfahrpumpen, ist aber in erster Linie ein Sicherheitssystem.

Das Notspeisesystem besteht aus 4 getrennten, nicht vermaschten Einzelsystemen, wobei jeder der 4 Dampferzeuger einem System zugeordnet ist. Zwei einzelne Systeme sind zur Beherrschung eines Störfalles erforderlich.

Das System fördert Deionat aus Vorratsbehältern auf die Sekundärseite der Dampferzeuger; der entstehende Dampf wird über Dach abgeblasen. Damit kann die Nachzerfallswärme des Reaktors abgeführt und bei Bedarf der Primärkreis auf  $150^{\circ}\text{C}$  (ca. 5 bar) abgekühlt werden. Der Deionatvorrat von zwei Notspeisesträngen reicht für die Abfuhr der Nachzerfallswärme über 10 h.

Jedes Einzelsystem umfaßt:

- ein Dieselaggregat, das direkt die Notstandsspeisepumpe und einen Generator zur autarken Stromversorgung antreibt.
- einen Deionat-Vorratsbehälter.
- einen Vorratsbehälter für Dieselöl
- eine Borwassereinspeisepumpe
- eine Umluftanlage.

#### 4.2.3.3.2 Turbinenschnellschluß

Bei Störungen an der Turbine ist zu unterscheiden zwischen Störungen am Turbogenerator und Störungen an der Kondensationsanlage. In beiden Fällen wird sofort Turbinenschnellschluß ausgelöst.

Bei ungestörter Kondensationsanlage wird der Frischdampf über die FD-Umleiteinrichtung in den Kondensator abgeblasen. Der Reaktor wird durch die Kühlmitteltemperaturregelung, unterstützt durch Steuerelementeinwurf, auf 30% Teillast abgefahren. Der Steuerelementeinwurf wird durch einen Vergleich der Lei-



stungen von Reaktor und Turbogenerator eingeleitet. Er bewirkt eine sehr rasche Reduzierung der Reaktorleistung, wodurch der Temperaturanstieg im Primärkreislauf klein gehalten wird. Als Ergebnis einer Analogrechner-Studie zeigt Zeichnung Nr. 3.3/2 (ausgezogene Kurven), daß die Auslegung der FD-Umleiteinrichtung auf 45% der Volllastdampfmenge (bei 71,6 bar) ausreichend bemessen ist.

Im Falle, daß die Turbine nicht bald wieder in Betrieb genommen werden kann, wird der Reaktor zunächst durch Absenken des Kühlmitteltemperatursollwertes geregelt auf ca. 15 % abgefahren. Anschließend wird er von Hand in den Zustand "Nulllast heiß" gebracht. Liegt eine Fehlabschaltung der Turbine vor, kann die Gesamtanlage sehr schnell wieder auf Volllast gebracht werden.

Bei einem Turbinenschnellschluß, der durch das Ansprechen des Kondensatorschutzes ausgelöst wird, werden die FD-Umleitventile verriegelt, so daß der FD-Druck auf den Ansprechdruck der FD-Sicherheitsventile ansteigt. Falls der Druckanstieg im Reaktorkühlkreislauf nicht mehr durch Sprühen beherrscht werden kann, erfolgt so frühzeitig eine Abschaltung des Reaktors, daß die Druckhalter-Sicherheitsventile nicht ansprechen (gestrichelte Kurven in Zeichnung Nr. 3.3/2). Eine weitere Abschaltung würde vom Druckhalterwasserstand-Grenzwert ausgelöst.



#### 4.2.3.3.3 Bruch einer Frischdampfleitung

Da die FD-Leitungen hinter der Durchführung durch die Sicherheitshülle durch schnellschließende Absperrarmaturen in kurzer Zeit abgeschiebert werden können, hat ein Bruch (vom Dampferzeuger aus gesehen, hinter den FD-Schiebern) außerhalb des Reaktorgebäudes nur geringe Auswirkungen auf den Reaktor. Das Signal für das Schließen der FD-Schieber wird aus dem zeitlichen Abfall des FD-Druckes abgeleitet. Die Auswirkung auf den Reaktor (nach Schließen der Schieber) ist ähnlich wie im Fall eines Turbinenschnellschlusses ohne Öffnen der FD-Umleistung, d.h. es sprechen die FD-Sicherheitsventile an. Der Reaktor wird sofort abgeschaltet und die Anlage über die Abblaseregelventile (über Dach) abgefahren.

Beim FD-Leitungsbruch innerhalb des Containments erfolgt nach ca. 2 s Reaktorschnellabschaltung vom Grenzwert "Druck im Containment zu hoch". Gleichzeitig erfolgt Turbinenschnellschluß. Im Dampferzeuger mit der defekten Rohrleitung sinkt der FD-Druck schnell ab, in den intakten steigt er zunächst an. Vom Druckabfall in der Speisewasserleitung wird ein Signal abgeleitet, das auch die Hauptspeisepumpen abschaltet, so daß praktisch nur der Wasserinhalt des einen Dampferzeugers mit der defekten Rohrleitung ausdampfen kann. Dadurch wird sowohl ein zu hoher Containmentdruck als auch ein zu starkes Auskühlen des Primärkreises und damit ein Wiederkritischwerden des Reaktors bei stark negativem Kühlmitteltemperaturkoeffizienten vermieden.

Beim FD-Leitungsbruch zwischen Sekundärabschirmung und FD-Schiebern erfolgt zunächst aufgrund des zeitlichen Abfalls des FD-Druckes das Zufahren der FD-Schieber und das Abschalten der Hauptspeisepumpen. Nach ca. 10 s folgt aufgrund des Erreichens des DNB-Grenzwertes die Reaktorschnellabschaltung. Der weitere Störfallablauf entspricht dem beim Bruch innerhalb des Containments.

#### 4.2.3.3.4 Störungen in der Kühlwasserversorgung

Die Sicherheit und Verfügbarkeit des Kraftwerkes hängt weitgehend von der zuverlässigen Kühlwasserversorgung ab.

Aus diesem Grunde wurde die Kühlwasserversorgung in zwei Systeme aufgetrennt:

1. Hauptkühlwassersystem
2. Nebenkühlwassersystem

Über das Nebenkühlwassersystem wird der nukleare Zwischenkühlkreislauf gekühlt.

Die nukl. Zwischenkühlpumpen und -kühler sind für 4 x 50 % ausgelegt. Das Rohrleitungssystem ist redundant ausgeführt, wobei die Rohrleitungen auf getrennten Trassen verlegt werden.

Im konventionellen Nebenkühlwassersystem sind 2 Pumpen vorgesehen. Das Rohrleitungssystem ist ebenfalls doppelt verlegt.

Mechanischer oder elektrischer Ausfall eines von den beiden Kreisläufen führt zu keinerlei Störungen.

Bei der Annahme von Rohrleitungsbrüchen im nukl. Zwischenkühlkreis oder im Nebenkühlwasserkreis muß zwischen verschiedenen Reaktorzuständen unterschieden werden.

1. Leistungsbetrieb
2. Abfahren bis zur Übernahme des Nachkühlsystems
3. Nachkühlbetrieb

Der Ausfall der Hauptkühlwasserversorgung während des Leistungsbetriebes führt zur Schnellabschaltung. Das Abfahren der Anlage bzw. die Abfuhr der Nachzerfallswärme erfolgt über die Dampferzeuger mit den Hauptspeisewasser- oder Abfahrpumpen bis zur Übernahme durch das Nachkühlsystem. Der Dampf wird über die Sekundärsicherheitsventile abgeblasen.

Während des Abfahrens der Anlage bis zur Übernahme durch das Nachkühlsystem führt ein Rohrleitungsbruch im nukl. Zwischenkühlkreis oder im Nebenkühlkreislauf zu keiner Unterbrechung der Abkühlung. Das Leck kann infolge der doppelten Rohrleitungsverlegung und der Bemessung der Pumpen und Kühler



durch Schaltung entsprechender Armaturen in kürzester Zeit abgesperrt werden. Die weitere Wärmeabfuhr durch das Nachkühlsystem ist somit sichergestellt.

Tritt der gleiche Störfall während des Nachkühlbetriebes auf, erfolgt die Abfuhr der Nachzerfallwärme wieder über die Dampferzeuger durch Umschaltung auf die Notspeisepumpen. Die Anlage bleibt dann bei ca. 100°C stehen und wird erst nach der Lokalisierung des Lecks weiter abgekühlt. Eine ausreichende Deionatsreserve ist vorgesehen.

#### 4.2.3.4 Ausfall der Eigenbedarfsversorgung

Bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung sowohl dem Generator als auch vom 380-kV-Netz her tritt der Notstromfall ein. Die Deckung des Leistungsbedarfes erfolgt durch die Diesel-Notstromaggregate. Die Hauptkühlmittelpumpen fallen aus und lösen eine Schnellabschaltung des Reaktors aus.

Das Verhalten des Reaktorkerns beim Pumpenausfall ist bereits im Abschnitt 4.2.3.1 ausführlich behandelt. Die zeitlichen Temperaturverläufe im Hauptkühlkreislauf beim Übergang auf die Wärmeabfuhr durch den Naturumlauf wurden mit einem besonders für diesen Vorgang erstellten Rechenprogramm berechnet und in Zeichnung Nr. 4.2/12 eingetragen. Nach dem Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen ist zunächst ein Ansteigen der Reaktoraustrittstemperatur festzustellen, bis sich der Naturumlauf von ca. 4 % eingestellt hat. Da beim Notstromfall auch der Kondensator und damit die FD-Umleiteinrichtung ausfällt, kommt es zum Ansprechen der Frischdampf-Sicherheitsventile. Die abgeblasene Dampfmenge wird durch das Nachspeisen über die vom Notstrom versorgte Notspeisepumpe ersetzt. Die redundant ausgelegte Notspeisewasser-Versorgung ist so ausgelegt, daß der Reaktor anschließend unter Beachtung der zulässigen Temperaturgradienten bis zur Übernahme durch das Nachkühlssystem (30 bar/150 °C) abgefahren werden kann.

#### 4.3 Störungen in der elektrischen Energieversorgung

Wie in Abschnitt "Elektrotechnische Anlagen" beschrieben, wird das Kraftwerk über das 380-kV-Netz bei geöffneten 27-kV-Lastschaltern angefahren und im Normalbetrieb auch abgefahren.

Bei Netzausfall 380-kV-seitig geht die Turbine nicht in Schnellschluß, sondern wird sofort auf Eigenbedarfsleistung zurückgeregelt. Die Regelung des Reaktors folgt dieser Leistungsrückstellung mit der maximal zulässigen Laständerungsgeschwindigkeit.

Eine Umschaltung der 10-kV-Eigenbedarfsschienen von den den Eigenbedarfstransformatoren auf die Fremdnetztransformatoren ist ebenfalls vorgesehen.



Die Empfehlungen des VdTÜV-Merkblattes "Sicherheitstechnische Anforderungen an Hebe- und Förderzeuge in kerntechnischen Anlagen" (Ausgabe Februar 1970) werden bei der Auslegung der Geräte berücksichtigt. Damit ist ein Brennelementabsturz praktisch ausgeschlossen.

Als Störfall wäre allenfalls denkbar, daß ein Brennelement beim Heben oder Absenken im Bereich der Lagergestelle anstößt, wobei außenliegende Brennstäbe beschädigt werden.

Für die Abschätzung der radiologischen Auswirkung eines solchen Störfalles gehen wir von der Annahme aus, daß im Fall des Anstoßens eines Brennelementes im Reaktor- oder Brennelementbecken eine komplette äußere Reihe von Brennstäben, das sind 16 Stück, beschädigt werden. Die in dem Spalt zwischen Brennstofftabletten und Hüllrohr befindliche Aktivität - nach Annahme für die Rechnung 10 % der Gesamtaktivität eines Brennstabes, obwohl Abschätzungen einen Anteil von weniger als 3 % ergeben - wird freigesetzt. Dabei wird eine Abklingzeit von 2 Tagen nach Abschalten des Reaktors angenommen. Da der Brennelementtransport unter Wasser erfolgt, wird praktisch das gesamte ins Wasser freigesetzte Jod dort zurückgehalten (Untersuchungen bei Anlagen mit Druckunterdrückung zeigten, daß weniger als 0,1 % des Jodes durch die Wasservorlage gelangten).

Für Methyljodid wird in konservativer Weise angenommen, daß es 10 % der freikommenden Jodaktivität ausmacht und nur zur Hälfte im Wasser zurückgehalten wird. Die Wasserhöhe über den transportierten Brennelementen ist wesentlich höher als die Dicke der Wasservorlagen bei Druckunterdrückungssystemen (mindestens 8 m gegenüber ca. 0,5 m), so daß die obengenannten Annahmen für die Durchlässigkeit sehr konservativ sind.

Da das Brennelementbecken innerhalb der Sicherheitshülle untergebracht ist, gelangt keine Aktivität ins Freie.

Aus dem Beckenwasser werden mit obigen Annahmen 7000 Ci Edelgase und 180 Ci Jod freigesetzt. Diese Aktivitätswolke vermischt sich mit der Luft der Betriebsräume. Von dort tritt bei Stillstand des Reaktors die Frischluft mit einer Rate von  $13\ 000\ \text{m}^3/\text{h}$  durch relativ kleine Öffnungen in die Anlagenräume über, wo eine weitere Durchmischung stattfindet, bevor diese Luft über den Kamin abgeführt wird. Unter der Annahme, daß innerhalb einer Minute die Abluftklappen des Containments geschlossen sind, wird praktisch keine Aktivität abgegeben, da sich die Aktivitätswolke bis zu diesem Zeitpunkt noch nicht bis zu den Klappen ausgebreitet hat.

Während des Leistungsbetriebes sind die Bedingungen noch günstiger als die oben genannten. Ein Grund dafür ist die größere Abklingzeit der Brennelemente; zum anderen beträgt bei Leistungsbetrieb die Frischlufttrate nur  $1000\ \text{m}^3/\text{h}$ , so daß sich wesentlich geringere Strömungsgeschwindigkeiten ergeben.

#### 4.4.2 Kühlmittelverlust

##### 4.4.2.1 Leckage an den Dampferzeuger-Heizrohren

Jede Frischdampfleitung wird auf die harte  $\gamma$ -Strahlung des  $\text{N}^{16}$ , das bei einer eventuellen größeren Heirohrleckage aus dem Reaktorkühlmittel in den Frischdampf übertreten kann, überwacht. Beim Ansprechen dieser Aktivitätsmeßstelle werden Maßnahmen eingeleitet, die den Austritt radioaktiver Stoffe auf ein Mindestmaß begrenzen. Der Reaktor wird sofort automatisch abgeschaltet, während der Turbinenschnellschluß zeitlich verzögert wird. Auf diese Weise wird der Frischdampfdruck und damit die Temperatur und der Druck im Reaktorkühlmittel so weit abgesenkt, daß der Wärme- und Stofftransport im schadhafte Dampferzeuger auf ein Mindestmaß abfällt und ein Ansprechen



der Frischdampf-Sicherheitsventile selbst im unwahrscheinlichen Fall des Versagens der redundant ausgelegten Überproduktionsanlage ausgeschlossen werden kann. Auf diese Weise erfolgt die Abgabe von radioaktiven Stoffen nur über die Kondensatorabsaugung und den Abluftkamin. Sobald der Kühlmitteldruck sicher unterhalb des Ansprechdruckes der Frischdampf-Sicherheitsventile ist, wird der schadhafte Dampferzeuger frischdampfseitig abgeseibert. Die Anlage wird dann unter Beachtung der zulässigen Abkühlgeschwindigkeit abgefahren.

Für die Aktivitätsbetrachtungen wird der vollständige Abriß eines Heizrohres angenommen. Dann können 10 t Kühlmittel in den Sekundärkreislauf gelangen. Die Kondensatorabsaugung befördert praktisch die gesamten mit dem Kühlmittel übertretenden Edelgase über den Kamin ins Freie. Dagegen gelangt vom übertretenden Jod nur etwa der 1000. Teil wegen der Rückhaltung des Jodes im Dampferzeuger, im Kondensator und in der Wasserringpumpe der Kondensatorabsaugung über den Kamin ins Freie. Besitzt das Kühlmittel die aus den Auslegungsannahmen folgende Aktivität, so werden beim Bruch eines Dampferzeugerrohres 530 Ci Edelgase entsprechend einem Gefährdungsausstoß <sup>+) von 113 rem m<sup>3</sup>/s und 154 mCi Jod entsprechend 24,6 rem m<sup>3</sup>/s abgegeben. Die dadurch bewirkte maximale Dosis in der Ebene außerhalb des Kraftwerkszaunes ergibt</sup>

---

+ ) Der Gefährdungsausstoß eines Nuklids ist das Produkt aus der abgegebenen Aktivität in Ci und der Dosiskonstanten in  $\frac{\text{rem}}{\text{Ci}}$ , die angibt, wie groß die Strahlenbelastung in einer unendlich ausgedehnten Wolke bei einer Aktivitätskonzentration von  $1 \text{ Ci/m}^3$  ist.



sich in 400 m Entfernung vom Schornstein (130 m hoch) bei Wetterlage A mit 1,5 mrem Ganzkörperdosis und 0,3 mrem Schilddrüsendosis für Kinder (Inhalation). Für das Hanggebiet am Hellberg (max. 230 m ü. N.N) im Nordosten das mit effektiver Kaminhöhe 0 m, Wetterlage F und 2,7 km Abstand für die Kurzeitenausbreitung den absolut ungünstigsten Fall darstellt, ergeben sich etwa zehnmal so hohe Werte, die jedoch ebenfalls noch weit unterhalb der (sogar für den normalen Dauerbetrieb zulässigen) Jahresdosen bleiben würden.

Kleinere Undichtheiten von Heizrohren, die noch nicht zum Ansprechen der  $N^{16}$ -Aktivitätsmessung führen, werden durch Überwachung der Edelgasaktivität in der Kondensatorabsaugung bzw. durch die Überwachung der Dampferzeugerabschlammung festgestellt. In diesen Fällen kann das Kraftwerk normal abgefahren werden.

#### 4.4.2.2. Kühlmittelverlust bei kleineren und mittleren Bruchquerschnitten

Bei Leckquerschnitten im Primärkühlmittelsystem bis zur Nennweite NW 10 wird durch das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem der Kühlmittelverlust ersetzt, so daß die Anlage normal abgefahren werden kann. Bei Leckquerschnitten größerer Nennweiten einschließlich der größten, an die Hauptkühlmittelleitung angeschlossenen Rohrleitung, erfolgt nach Unterschreitung der Signale "DNB-Verhältnis zu klein", "Druck im Reaktorkühlsystem zu niedrig" oder "Wasserstand im Druckhalter zu niedrig" Schnellabschaltung und wenn die beiden letzten Signale gemeinsam anstehen, Sicherheitseinspeisung. Diese ist so ausgelegt, daß der Kern jederzeit ausreichend gekühlt bleibt.

#### 4.4.2.2.1 Allgemeine Beschreibung des Unfalles

Der zeitliche Verlauf der Vorgänge im Reaktor nach Auftreten eines Rohrbruches ist bei allen Schadensfällen ähnlich, jedoch beeinflussen Ort und Größe des Lecks die einzelnen Ausströmphasen.

Erste Phase: Die erste Phase ist dadurch gekennzeichnet, daß im ersten Augenblick nach dem Bruch der Druck des Kühlmittels noch um einen durch den momentanen Betriebszustand bestimmten Betrag über dem Siededruck liegt. In dieser ersten Phase fließt dem Leck daher nichtsiedendes Wasser zu, das erst im Austrittsquerschnitt zu sieden beginnt. Die Ausflußmenge ist im Vergleich zu jener der folgenden Phase groß.

Sobald der Druck im Reaktorkühlsystem oder der Wasserstand im Druckhalter den Grenzwert für Schnellabschaltung unterschreitet, wird Reaktor-Schnellabschaltung ausgelöst. Daraufhin nimmt die Reaktorleistung zunächst schneller ab als die Wärmeabfuhr in den Dampferzeugern, so daß am Ende der ersten Ausströmphase bei kleinem Leckquerschnitt ein tieferer Sättigungsdruck erreicht wird als bei größeren Lecks.

Die Hochdruckpumpen des Sicherheitseinspeisesystems schalten sich selbstständig ein, wenn sowohl der Druck im Reaktorkühlkreislauf als auch der Wasserstand im Druckhalter die entsprechenden Grenzwerte unterschreiten. Volle Einspeiseleistung wird 40 s danach erreicht. Ist kein Wasser mehr im Druckhalter vorhanden, sinkt der Reaktordruck verhältnismäßig schnell auf den Siededruck ab.



Zweite Phase: Die zweite Phase des Ausströmvorganges ist dadurch gekennzeichnet, daß sich siedendes Wasser im Reaktordruckbehälter befindet. Während dieses dem Leckquerschnitt zuströmt, nimmt die Dampfqualität zu. Der Massendurchsatz am Leck ist kleiner als jener während der ersten Phase.

#### 4.4.2.2.2 Ergebnis der Berechnung

Der zeitliche Verlauf des Druckentlastungs- und Wiederauffüllvorganges im Hauptkühlkreislauf wurde mit dem digitalen Rechenprogramm CEFLASH ermittelt.

Die Abbildungen 4.4/1 bis 4.4/4 zeigen für den Bruch einer fiktiven Nennweite NW 300 zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter den zeitlichen Verlauf einiger charakteristischen Größen im Druckbehälter.

Der Druck sinkt bereits 0,4 s nach Unfallbeginn auf den Siededruck (ca. 115 bar), steigt dann kurzzeitig wieder etwas an und fällt dann kontinuierlich ab, bis er nach ca. 175 s den Ausgleichsdruck erreicht hat (Abb. 4.4/1). Den Durchsatz im Kern zeigt Abb. 4.4/2. Schon nach 40 s ist er praktisch auf Null zurückgegangen. Abb. 4.4/3 gibt den zeitlichen Verlauf des Volumens des Wasser-Dampf-Gemisches und damit des Gemischspiegels im Reaktordruckbehälter wieder. Die Kernoberkante ist zwischen  $t = 47$  s und  $t = 83$  s unbedeckt. Der Wiederanstieg des Spiegels erfolgt durch die Einspeisung von kaltem borriertem Wasser mit Hilfe der Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen (die Nachkühlpumpen mit ihrer geringeren Förderhöhe von 10 bar beginnen erst bei ca. 145 s einzuspeisen) und der Druckspeicher.



Für den Heißkanal wurde bei einem solchen Leckfall mit dem Rechenprogramm LOCTA-R der zeitliche Verlauf der Hüllrohrtemperaturen in 18 gleichen Axialschnitten gerechnet (Abb. 4.4/4).

Dabei wurde zunächst von einem Anfangszustand mit 100% der Nennleistung und einer cosinusförmigen axialen Leistungsverteilung ausgegangen. Aus den Druck- und Temperaturüberläufen der CEFLASH - Rechnung konnte der Zeitpunkt der Abschaltung durch den DNB-Grenzwert bestimmt werden. Unter Berücksichtigung der Abschaltverzöger- und Stabfallzeiten sowie der verzögerten Neutronen wurde der zeitliche Verlauf der Reaktorleistung (Nachzerfallsleistung  $1.1 \times \text{ANS-Standard}$ ) ermittelt.

Für den Wärmeübergang wurden fallweise verschiedene Beziehungen verwandt:

1. Oberflächensieden bis Filmsiedebeginn bei  $t = 0,72 \text{ s}$ , ermittelt mit Hilfe der W-3-Formel.
2. Filmsieden nach Bromley, solange der betreffende Axialschnitt noch bedeckt ist.
3. Sobald der Gemischspiegel den betreffenden Axialschnitt unterschritten hat, wurde mit Dampfkühlung nach Dittus-Boelter gerechnet.
4. Nachdem der Axialschnitt wieder bedeckt ist, wurde wieder die Bromley-Beziehung angewendet.
5. Sobald der Flüssigkeitsspiegel den Axialschnitt überschritten hat, was mit der Wiederbenetzung gleichzusetzen ist, wurde mit einer  $\alpha$ -Zahl von  $7.10 \text{ kW/m}^2 \text{ } ^\circ\text{K}$  gerechnet.

Mit dem ausströmenden Kühlmittel wird die gesamte darin enthaltene Menge radioaktiver Stoffe in die Sicherheits-hülle freigesetzt. Das sind etwa 15000 Ci Edelgase und 4500 Ci Halogene. Da wenige Sekunden nach Eintreten des Störfalles die Absperrklappen in den durch die Stahl-

hülle führenden Lüftungsleitungen geschlossen sind, tritt eine Strahlenbelastung der Umgebung durch Leckagen aus der Sicherheitshülle praktisch nicht auf.

Eine Betonwandstärke des Außenschildes von 80 cm, die an der Außenwand des Reaktorgebäudes überall mindestens gegeben ist, reduziert die Direktstrahlung aus der Stahlhülle nach außen auf vernachlässigbare Werte.

Tatsächlich ist die Dicke des Außenschildes - abgesehen von wenigen Stellen (im Bereich der Schleusen) - aus statischen Gründen über 200 cm geplant, wodurch die Direktstrahlung nach außen bei Unfall praktisch unmeßbar wird.

#### 4.4.2.3 Bruch der Hauptkühlmittelleitung

##### 4.4.2.3.1 Allgemeine Beschreibung des Unfalles

Bei einem großen Leck am Primärsystem läßt sich der Störfallablauf hinsichtlich der Thermohydraulik und Wärmeübertragung im Reaktorkern in qualitativ unterschiedliche, zeitlich aufeinanderfolgende Phasen unterteilen (Abb.4.4/5)

- Druckentlastung bis zum Erreichen des Sättigungszustandes (Phase 1)
- Druckentlastung bis zum Beginn der Druckspeichereinspeisung (Phase 2)
- Druckentlastung bis zum Erreichen des Ausgleichsdruckes mit dem Containment (Phase 3)
- Wiederauffüllung des Reaktordruckbehälter 5 bis zur Kernunterkante (Phase 4)



- Flutung des Reaktorkernes (Phase 5)
- Langzeitnotkühlung (Phase 6)

Jeder Phase entspricht ein charakteristisches Strömungs- und Wärmeübergangsverhalten im Kern, das je nach Bruchlage verschieden ausgeprägt sein kann. Die Kerntemperaturen am Ende jeder Phase bestimmen den weiteren Verlauf der Temperaturen in der Folgephase.

Phase 1: Druckentlastung bis zum Erreichen des Sättigungszustandes

In Phase 1 führt das sich öffnende Leck zur Ausströmung von Kühlmittel. Da in dieser Phase das Kühlmittel noch unterkühlt ist, fällt der Druck rasch bis auf Sättigung ab. Die hohen Druckgradienten bewirken in dieser Phase die größten Druckdifferenzen und somit die größten Belastungen auf die Einbauten.

Die Dauer der Phase 1 hängt in erster Linie von der Leckgröße ab.

Phase 2: Druckentlastung bis zum Beginn der Druckspeicherungseinspeisung

Am Beginn der Phase 2 erreicht der Druck im Primärsystem Sättigungsdruck zur entsprechenden Kühlmitteltemperatur. Kühlmedium beginnt zu verdampfen. Im Primärsystem entsteht ein Zweiphasengemisch von Wasser und Dampf. Das in das Containment ausströmende Kühlmittel erreicht am Leck Schallgeschwindigkeit. In den ersten Sekunden der Phase 2 ist infolge der einsetzenden Kühlmittelausdampfung und des zurückgehenden Kerndurchsatzes sowie durch die Verschlechterung des Wärmeüberganges durch Übergang von "Blasensieden" auf "Übergangssieden im allgemeinen mit einer ersten Spitze der Hüllrohrtemperaturen zu rechnen. Der an-



steigende Dampfgehalt und die damit verbundene Dichteabnahme des Kühlmittels im Kern führen bei großen Lecks zu negativer Reaktivität und somit zur Selbstabschaltung des Reaktors.

Während der gesamten Phase 2 bestimmen primär Lage und Größe des Lecks und die damit verbundene Leckströmung sowie das Verhalten der Hauptkühlmittelpumpen in den intakten Loops des Reaktors die Thermohydraulik im Primärsystem und somit die Kerntemperaturen.

Die Ausströmrate am Leck fällt mit abnehmendem Druck und abnehmender Enthalpie. Das Verhalten der Pumpen wird wesentlich durch die zweiphasige Anströmung beeinflusst. Am Ende der Phase 2 ist im allgemeinen der RDB bis auf ein verbleibendes Restwasservolumen entleert. Der Kern wird vom Dampf durchströmt. Bei Unterschreitung des Ansprechdruckes der Druckspeicher beginnen diese über die heißen und kalten Leitungen des Primärsystems boriertes Wasser von ca. 25°C in den Reaktordruckbehälter einzuspeisen. Die Dauer der Phase 2 wird von der Leckgröße wesentlich beeinflusst.

**Phase 3: Druckentlastung bis zum Erreichen des Ausgleichsdruckes mit dem Containment**

Mit dem Einspeisebeginn der Druckspeicher beeinflusst das Notkühlsystem die Druckentlastung des Reaktordruckbehälters und die Kühlung des Kernes. Das "heiß" eingespeiste Wasser gelangt durch Einspeisedüsen in das obere Plenum und die "kalt" eingespeiste Menge durch Schrägstützen in den Ringraum des RDB. Da der Druckentlastungsvorgang noch nicht abgeschlossen ist, wird ein Teil des eingespeisten Kühlmittels mit dem Dampfstrom aus dem Primärsystem durch das Leck in das Containment gefördert. Der andere Teil trägt zur Wiederauffüllung des RDB bei. Durch das Einspeisen von kaltem Wasser wird der Druckabbau im Primärsystem beschleunigt. Mit

dem Ausgleich des Druckes zwischen Primärkreis und Containment ist die Phase 3 beendet.

#### Phase 4: Wiederauffüllung des Druckbehälters bis zur Kernunterkante

Mit dem Erreichen des Ausgleichsdruckes mit dem Containment füllen die "kalt" und "heiß" eingespeisten Mengen der Druckspeicher vorerst das freie Volumen unterhalb des aktiven Kernes auf. Der Kern wird in dieser Phase durch das von oben durchfallende "heiß" eingespeiste Wasser sowie durch den bei der Benetzung von Einbauten entstehenden Dampf vorgekühlt. Der Temperaturengleich zwischen Brennstab und Hüllrohr führt in Phase 4 im allgemeinen zu einem zweiten Anstieg der Hüllrohrtemperaturen.

Die Zeitdauer der Phase 4 hängt von der Anzahl der einspeisenden Druckspeicher, sowie vom zeitlichen Verlauf des Containmentgedruckes ab.

#### Phase 5: Flutung des Kernes

Erreicht der Wasserspiegel die aktive Kernunterkante, setzt an den aufgeheizten Brennstäben starke Dampfproduktion ein, die während des gesamten Flutvorganges andauert und die ausreichende Kühlung des Kernes gewährleistet. Der Flutvorgang der Druckspeicher wird in dieser Phase mit einer bestimmten Verzögerung durch die Nachkühlpumpen unterstützt, welche nach der Entleerung der Druckspeicher die Notkühlung zur Gänze übernehmen. Der mit der Dampfproduktion verbundene Druckaufbau im oberen Plenum führt zunächst zu einer Anhebung des Wasserspiegels im Ringraum, bleibt aber durch die Kondensationswirkung der Heißeinspeisung sowie durch die Dampfabströmung aus dem oberen Plenum

zum Leck begrenzt, sodaß der Kern genügend schnell geflutet werden kann. Während der Flutphase wird die Wärme aus dem Kern völlig abgeführt.

Die Dauer des Flutvorganges ist eine Funktion der Anzahl und Art der einspeisenden Komponenten des Notkühl-systems.

Sie wird auch wesentlich durch die Kondensationswirkung der Heißeinspeisung sowie durch den Abströmwiderstand des Dampfes vom oberen Plenum bestimmt.

#### Phase 6: Langzeitnotkühlung

Nach Wiederbedeckung des Kernes sind die Druckspeicher im allgemeinen leer. Das durch die Nachkühlpumpen eingespeiste borierte Wasser führt die im Kern erzeugte Nachzerfallswärme durch das Leck in das Containment ab.



## 4.4.2.3.2 Beschreibung der Rechenprogramme

## 1. Das Rechenprogramm BRUST

Kühlmittelverlust-Störfälle bei großen Lecks werden vom Störfallbeginn bis zum Druckausgleich des Primärsystems mit dem Containment mit Hilfe des Programms BRUST untersucht/\_1\_7.

Nach dem Modell, das dem Programm zugrunde liegt, wird der Primärkreislauf einschließlich des Druckhalters in 15 Zonen unterteilt; wobei 4 Zonen auf den Reaktorkern entfallen. Der gebrochene Loop wird getrennt behandelt, während die restlichen Loops infolge des gleichen Verhaltens zu einem gemeinsamen Loop zusammengefaßt sind.

Die einzelnen Zonen des Modells stellen dabei folgende Teile des Primärkreislaufs dar (vgl. Abb. 4.4/6):

- 1,2,3,4 Kernzonen
- 5 Reflektor
- 6 Oberer Sammelraum (zwischen Gitterplatte und oberem Rost)
- 7,8 Dampferzeuger im gebrochenen Strang (heiße und kalte Hälfte)
- 9,10 Dampferzeuger im intakten Strang (bei Anlagen mit mehr als 2 Kreisläufen werden sämtliche intakten Umwälzschleifen zu einer einzigen zusammengefaßt)
- 11 Ringraum im Reaktordruckgefäß, in den sämtliche Eintrittsstutzen münden
- 12 Ringraum zwischen Reaktordruckgefäß und Kernbehälter (unterhalb Zone 11)
- 13 Unterer Sammelraum
- 14 Druckhalter
- 15 Deckelraum (zwischen Deckel des Reaktordruckgefäßes und oberem Rost).

Innerhalb jeder Zone herrscht thermodynamisches Gleichgewicht und homogener Kühlmittelzustand. Lediglich im Druckhalter wird Phasentrennung und damit ein Wasserspiegel berechnet. Die Grenzen zwischen den einzelnen Zonen befinden sich nach Möglichkeit an Stellen größeren Strömungswiderstandes.

Der thermodynamische Zustand jeder Zone wird durch drei Systemvariable (Druck =  $p$ , spez. Enthalpie =  $h$ , Masse =  $M$ ) beschrieben, die sich mit Hilfe folgender Differentialgleichungen errechnen lassen:

Massenbilanz:  $\dot{M} = \sum G_e - \sum G_a$

Volumenbilanz:  $\dot{M} \cdot v + M \dot{v} = 0$

Energiebilanz:  $\sum G_e \cdot h_e - \sum G_a \cdot h_a + Q = \dot{M}h + M\dot{h} - V\dot{p}$

Die einzelnen Zonen werden durch Impulsgleichungen miteinander verbunden:

$$\dot{G} \cdot \sum \frac{L}{F} = \Delta p - g \cdot \Delta H \frac{1}{v} - K \cdot G \cdot |G| + \frac{2}{2g} \left( \frac{1}{F_1^2} - \frac{1}{F_2^2} \right)$$

Dabei bedeutet:

$G$	=	Durchsatz zwischen 2 Zonen
$M$	=	Masse einer Zone
$V$	=	Volumen einer Zone
$v$	=	spez. Volumen
$h$	=	spez. Enthalpie
$Q$	=	Wärmestrom
$p$	=	Druck
$\Delta p$	=	Druckdifferenz zwischen 2 Zonen
$\Delta H$	=	geodätische Höhendifferenz
$K$	=	Widerstandsbeiwert
$L$	=	Strömungsweg
$F$	=	Strömungsquerschnitt

Die Wärmeabgabe der Brennstäbe an das Kühlmittel sowie die Brennstabtemperaturen werden mit Hilfe eines Brennstabmodells ermittelt. Diese Rechnungen werden für jede der vier Kernzonen gesondert durchgeführt. Dementsprechend wird die axiale Leistungsverteilung des Reaktorkerns als Treppenfunktion, die aus dem Mittel jeder einzelnen Zone gebildet wird, als Eingabgröße vorgegeben.

Während die Aufwärmung des Kühlmittels für den Normalkanal berechnet wird, werden die maximalen Brennstabtemperaturen, insbesondere die Hüllrohrtemperaturen, auch für den Heißkanal ermittelt.

Durch die beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung vom Reaktorschutzsystem eingeleiteten Maßnahmen werden die Hauptkühlmittelpumpen vom Netz getrennt. Die Änderung der Pumpendrehzahl ergibt sich dann aus der Rückwirkung des Strömungsmediums auf die Pumpe. Sie wird im Programm durch den Ansatz der Bewegungsgleichung für die rotierenden Pumpenmassen berücksichtigt:

$$\Theta \dot{\omega} = \sum_i M_{d_i}$$

Zur Beschreibung des Zusammenhanges zwischen der Förderhöhe, dem Volumendurchsatz und der Drehzahl einer Hauptkühlmittelpumpe werden vom Pumpenhersteller angegebene "Drosselkurven" benutzt.

Die Drosselkurven sind eine Schar ebener Kurven, die die Förderhöhe über dem Volumendurchsatz bei einer festen Drehzahl darstellen:

$$F(H, Q) = n$$

In ähnlicher Weise werden Kurven für das Drehmoment an der Pumpenwelle angegeben:

$$G(M_d, Q) = n$$



Die Druckdifferenz über der Pumpe ergibt sich aus der Förderhöhe und der Dichte des Fördermediums zu:

$$\Delta p = H \cdot \rho$$

Insbesondere bei Zweiphasenbeaufschlagung der Pumpe ist die Dichteänderung des Fördermediums innerhalb der Pumpe von Bedeutung. Die Druckabsenkung innerhalb der Pumpe wird nach einer Gleichung von Uchimaru [2] ermittelt:

$$\Delta p = ((1 + \lambda) \cdot c^2 + \lambda \cdot u^2) \cdot \rho$$

$c$  = Mittlere Geschwindigkeit am Eintritt in das Laufrad

$u$  = Umfangsgeschwindigkeit an einem mittleren Durchmesser

$\lambda$  = Numerischer Faktor

Damit läßt sich bei bekanntem Massendurchsatz der Volumenstrom und die Förderhöhe der Pumpe berechnen.

Die Ausströmraten werden entweder mit Hilfe der bereits angeführten Impulsgleichung oder aus Moody-Tabellen [3] bestimmt. Zur Berechnung der Ausströmungen aus kurzen Stutzen (kleines Verhältnis Länge/Durchmesser) wird sowohl während der unterkühlten Ausströmphase als auch nach Erreichen des Sättigungszustandes die Impulsgleichung verwendet. Erst bei Dampfgehalten über zwei Gewichtsprozenten wird mit kritischer Zweiphasenausströmung gerechnet. Zur Berechnung der Ausströmmengen aus Rohrleitungen wird angesetzt, daß sich infolge des großen L/D-Verhältnisses thermodynamisches Gleichgewicht einstellt und die Strömung nach dem Anlaufvorgang einer kritischen Zweiphasenströmung entspricht.

Bei der Berechnung der Leckraten wird als Widerstandsbeiwert der Wert für das Rohrleitungsende von der vorgeschalteten Zone bis zum Leck eingesetzt. Ist in dem beschädigten

Rohrleitungsstück die Pumpe mit eingeschlossen, und ist der Leckquerschnitt größer als der minimale Querschnitt in der Pumpe, wird in dem letzteren Querschnitt bei zweiphasigem Strömungsmedium Schallgeschwindigkeit auftreten. Damit begrenzt diese Fläche die Ausströmrates. Als wirksamer Leckquerschnitt wird in diesem Fall der minimale Pumpenquerschnitt eingesetzt.

Das Dampferzeugermodell erfaßt die Wärmemenge, die im Verlauf des Störfalles vom Primärsystem an das Sekundärsystem abgegeben wird bzw. vom Sekundärsystem an das Primärsystem übergeht. Die Wärmemenge, die pro Zeiteinheit aufgrund der Temperaturdifferenz zwischen Primär- und Sekundärseite einerseits und den Durchsatzverhältnissen andererseits fließen, werden nach folgender Gleichung berechnet:

$$Q = G_P \cdot C_P (T_{DE-Eintritt} - T_{SAT}) \cdot \left( e^{-\frac{K \cdot F}{G_P \cdot C_P}} - 1 \right) \quad (1)$$

Q	= Wärmemenge pro Zeiteinheit	[W]
$G_P$	= Primär-Durchsatz durch den Dampferzeuger	[kg/s]
$C_P$	= spezifische Wärmekapazität des Primärkühlmittels	[J/kg grd]
$T_{DE-Eintritt}$	= Dampferzeuger-Eintrittstemperatur auf der Primärseite	[K]
$T_{SAT}$	= Sättigungstemperatur zum Druck auf der Dampferzeuger-Sekundärseite	[K]
K	= Wärmedurchgangszahl des Dampferzeugers	[W/m <sup>2</sup> grd]
F	= Wärmeübertragungsfläche des Dampferzeugers	[m <sup>2</sup> ]

## Literaturverzeichnis:

- [1] Karwat, Wolfert  
BRUCH D - A Digital Program for Pressurized  
Water Reactor
- [2] Stepanoff  
Radial- und Axialpumpen  
Theorie, Entwurf, Anwendung  
Springer-Verlag, Berlin 1959
- [3] Hughes  
Siemens Arbeitsbericht 16/71 - RT 51 v. 20.4.71  
Calculation of the Critical Two Phase Flow Rates  
of H<sub>2</sub>O and D<sub>2</sub>O following the Method outlined by  
Moody in Report No. A.P.E.D. - 4827

## 2. Das Rechenprogramm AKKU

Das Programm AKKU dient zur Berechnung der Einspeisemengen von Druckspeichern und Nachkühlpumpen für den Wiederauffüll- und Flutvorgang.

Bei der Erstellung der Ausströmformel (nach Bernoulli) für den Druckspeicher wird berücksichtigt, daß im Wasser, das durch Stickstoff unter Druck gehalten wird, ein gewisser Anteil Gas gelöst ist, der bei Druckentlastung ausgast und zu zweiphasiger Strömung führt. Die gelöste Gasmenge läßt sich nach dem HENRY' schen Gesetz

$$L = \lambda \cdot p$$

ermitteln [1] mit

$$L \left[ \frac{N_{\text{cm}^3}(\text{Gas})}{g(\text{H}_2\text{O})} \right] \dots \text{gelöste Gasmenge}$$

$$\lambda \left[ \frac{N_{\text{cm}^3}(\text{Gas})}{g(\text{H}_2\text{O})\text{bar}} \right] \dots \text{technischer Löslichkeitsstoff für eine bestimmte Temperatur}$$



$p$  [bar] ..... Partialdruck des Gases

Für die Zustandsänderung des Gaspolsters wird auf der Basis von Versuchen, an der Großanlage mit einer polytropen Entspannung ( $\kappa = 1,2$ )

$$p \cdot v_g^\kappa = p_0 \cdot v_{g0}^\kappa$$

gerechnet.

Die Fördermenge der Nachkühlpumpen wird aus der vorgegebenen Pumpenkennlinie interpoliert.

Die im Einspeisesystem vorhandenen Rückschlagklappen werden berücksichtigt.

Literaturverzeichnis:

[ 1 ] D'Ans, Lax  
Taschenbuch für Chemiker und Physiker  
3. Auflage, Bd. 1, S 1204, 1205

### 3. Das Rechenprogramm WAK

Das Programm WAK dient zur Berechnung des Wiederauffüllvorganges im Kern eines DWR nach Kühlmittelverlust als Folge eines am Primärsystem anzunehmenden Lecks.

Bei der Berechnung wird die Kondensationswirkung der für KWU-Druckwasserreaktoren typischen Heißeinspeisung berücksichtigt.

Folgende Annahmen sind zugrunde gelegt:

- a) Die gesamte vor Ende der Druckentlastung eingespeiste Menge geht durch das Leck verloren.

- b) Bei Bruch der Hauptkühlmittelleitung zwischen Hauptkühlmittelpumpe und RDB fließt nach Füllung des Ringraumes jener Anteil der Einspeisemenge ins Leck, welcher überspeist wird. Die überspeiste Menge steht zur Flutung des Kerns nicht mehr zur Verfügung.
- c) Infolge der Heißeinspeisung mit "Düsen" findet Dampfkondensation im oberen Plenum statt. Dabei werden nach Messungen 80 % der Menge auf Sättigung aufgeheizt [1]. Die restlichen 20 % fallen in gering belasteten Kernzonen ohne wesentlichen Brennstabkontakt durch den Kern.
- d) Die Energie, die an der Quenchfront abgeführt wird, setzt sich zusammen aus:
- gespeicherter Energie im Kern vor Bruch
  - plus Nachzerfallsenergie bis zum Quenchen der Zone
  - abzgl. der Energieabfuhr während der Druckentlastung
  - abzgl. der durch Vorkühlung abgeführten Energie.
- e) Die abgeführte Wärme produziert im Nebenkühlbereich des Kerns sowie an der Quenchfront gesättigten Dampf.
- f) Der Wärmeübergang im Nebenkühlbereich basiert auf Flutversuchen [2].
- g) Der Wiederauffüllvorgang läuft quasistationär.
- h) Die Abströmwege vom oberen Plenum zum Leck werden durch Widerstände simuliert.

Die Anstiegsgeschwindigkeit  $w$  des Wasserspiegels im Kern läßt sich nach folgender Gleichung bestimmen:

$$w = (\eta \cdot \dot{m}_{\text{heiß}} \cdot \Delta l + \dot{m}_D \cdot h'' - \alpha \cdot F(H) \cdot \Delta T - \dot{m}_{\text{oben}} \cdot h'') \cdot \frac{1}{Q(H)}$$

$\eta$  = Kondensations-Wirkungsgrad ./.

$\dot{m}_{\text{heiß}}$  = Heißeinspeiserate kg/s

$\Delta i$	= Unterkühlung des eingespeisten Wassers	[J/kg]
$\dot{m}_d$	= Dampfabfuhr aus oberem Plenum zum Leck	[kg/s]
$h''$	= Enthalpie des gesättigten Dampfes	[J/kg]
$\alpha$	= Mittlere Wärmeübergangszahl im ungequenchten Bereich des Kerns	[J/s m <sup>2</sup> °K]
$\Delta T$	= Mittlere treibende Temperaturdifferenz im ungequenchten Bereich des Kerns	[°K]
$F(H)$	= Wärmeaustauschfläche im ungequenchten Bereich des Kerns als Funktion der Höhe H des Wasserspiegels über Kernunterkante	[m <sup>2</sup> ]
$\dot{m}_{Dbn}$	= Dampfproduktion im gequenchten Bereich des Kerns	[kg/s]
$Q(H)$	= Spezifischer Energie-Inhalt im Kern als Funktion der Höhe H des Wasserspiegels über der Kernunterkante	[J/m]

Bild 4.4/7 zeigt bei verschiedenen Bruchlagen die Strömungswege für Dampf und Wasser während des Wiederauffüllvorganges. Sobald der Druck im Primärsystem den Ansprechdruck der Druckspeicher unterschreitet, setzt die Sicherheitseinspeisung ein. Am Ende des Blowdown beginnt die Wiederauffüllung des freien Volumens unterhalb des Kerns. Der Zeitpunkt für das Erreichen des Wasserspiegels an der Kernunterkante wird im Programm bestimmt, wobei Verdampfung von Wasser durch Kontakt mit Kern und Einbauten berücksichtigt wird. Der Wasserspiegel erreicht die Kernunterkante mit maximaler Anstiegsgeschwindigkeit. Vom Zeitpunkt



des Eindringens des Wassers in den Kern bis zur völligen Bedeckung des Kerns wird die Anstiegsgeschwindigkeit primär durch die Dampfproduktion im Kern sowie durch Dampfkondensation im oberen Plenum und Dampfabfuhr vom oberen Plenum bestimmt.

Der Vorgang ist mit dem Zeitpunkt der völligen Bedeckung des Kerns mit Wasser beendet.

#### Literaturverzeichnis:

- [ 1 ] Winkler/Seidelberger/Jaschinski  
Siemens Arbeitsbericht 17/73 v. 6.3.73 - RT 51  
KCB-Heißeinspeisung zur Bestimmung des  
Kondensations-Wirkungsgrades im oberen  
Plenum des Reaktors
- [ 2 ] Gaul/Sarkar/Riedle/Amm  
KWU Arbeitsbericht 25/73 v. 10.8.73 - RT 34  
Ergebnisse der 3. Serie der DWR-Flutversuche

#### 4. Das Rechenprogramm LOCTA-R

Das Programm LOCTA-R dient zur Berechnung der instationären Hüllrohr- und Tablettentemperaturen von Störfalleintritt bis zur Wiederbedeckung des Kerns.

Während eines Störfalles mit Kühlmittelverlust werden im Brennstab die Nachzerfallswärme und im Hüllrohr die Reaktionswärme aus einer evtl. auftretenden Zirkon-Wasser-Reaktion als Wärmequellen wirksam. Solange der Kern von Wasser bedeckt ist, wird im Programm der Wärmeübergang zwischen Hüllrohr und Wasser berechnet. Ist der Kern unbedeckt, bestimmt das Programm aus dem vorzugebenden Dampfdurchsatz die wirksame Wärmeübergangszahl zwischen Hüllrohr und Dampf. Die Umgebungstemperatur für den

Stab ergibt sich aus der Wärmebilanz für den strömenden Dampf im Kanal.

Der untersuchte Kanal wird axial in  $n$  Schichten aufgeteilt. Zunächst wird jede Schicht  $i$  getrennt und - beginnend vom Kanaleintritt - für alle durch Eingabe geforderten Zeitschritte durchgerechnet. Der nächstfolgende Axialschritt  $i + 1$  benötigt als Eingangsgröße vom vorhergehenden  $i$  nur die Kühlmitteltemperatur  $T_a(t)$ , die in  $i + 1$  als Eintrittstemperatur  $T_e$  benutzt wird. Alle anderen benötigten Größen sind in den Eingabewerten spezifiziert.

Die  $UO_2$ -Tablette wird in einen Kern und zwei konzentrische Ringe unterteilt. Das Hüllrohr ist in einen Zirkon- und einen Zirkonoxyd-Bereich aufgeteilt.

Die Wärmeleitung in axialer Richtung wird vernachlässigt. Alle Stoffwerte sind als Funktionen der Temperatur eingegeben. Der Wärmeübergang zwischen Tablette und Hüllrohr kann entweder durch Eingabe einer Tabelle für die Wärmeübergangszahl zwischen Tablette und Hülle oder nach Vorgabe entsprechender Anfangsbedingungen für folgende Zeitschritte durch das Programm selbst bestimmt werden.

#### 4.4.2.3.3 Rechenergebnisse über die Zustände des Reaktorkernes

Zum Nachweis der Wirksamkeit der Kernnotkühlung ist zu zeigen, daß bei Auftreten eines Lecks am Primärsystem und bei dem damit verbundenen Kühlmittelverlust eine ausreichende Kühlung des Reaktorkernes gewährleistet und somit ein unzulässiger Temperaturanstieg im Kern vermieden wird.

Die Rechnungen basieren auf der Annahme, daß als Ausströmquerschnitt der doppelte Rohrquerschnitt einer Hauptkühlmittelleitung voll wirksam wird. Weiter wird eine Anfangsleistung der Anlage von 102% angesetzt. Für den Heißkanalfaktor  $F_q$  wird ein für sicherheitstechnische Berechnungen realistischer Wert von 2,35 verwendet. Für den Bruchablauf wird angenommen, daß sich das Leck innerhalb von 50 ms auf den vollen Querschnitt aufweitet.

In Abb. 4.4/8 ist für die Anlaufphase der zeitliche Verlauf der Ausströmraten aus beiden Rohrenden für zwei verschiedene Bruchlagen im heißen Stang dargestellt. Diese Brüche ergeben die größten Ausströmraten und die stärkste Energiefreisetzung. Die mit Hilfe der Impulsgleichung berechneten Ausströmraten sind als obere Grenze anzusehen, da in der Impulsgleichung weder thermodynamisches Gleichgewicht noch ein Durchsatzrückgang infolge Dampfblasenbildung berücksichtigt werden.

Zur Berechnung der max. Hüllrohrtemperaturen für einen hypothetischen Bruch am Primärsystem werden Lecks unterschiedlicher Größe an den verschiedenen Stellen untersucht.



Zur Beurteilung des maximal auftretenden Schadensumfangs kann der doppelendige Bruch der Hauptkühlmittelleitung zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter herangezogen werden. In Abb. 4.4/9 ist für diesen Störfall der Druckverlauf im Reaktorkern als Funktion der Zeit dargestellt. Nach dem Abreißen der Hauptkühlmittelleitung fällt der Primärdruck innerhalb von 80 ms von 158 bar auf den Sättigungsdruck des im Reaktorkern aufgeheizten Kühlmittels. Das Kühlmittel beginnt lokal auszudampfen, wodurch der mittlere zeitliche Druckgradient im System abnimmt (1. Knick im Druckverlauf). Mit zunehmender Ausdampfung werden die durch den unterkühlten Anlaufvorgang im System ausgelösten Druckschwingungen rasch abgebaut. Sobald das Kühlmittel im gesamten Primärkreislauf Sättigung erreicht hat und ausdampft flacht der Druckverlauf weiter ab (2. Knick im Druckverlauf bei 2,2 s). Danach fällt der Druck fast linear auf 10 bar ab, bis infolge der abnehmenden Druckdifferenz zwischen Primärkreis und Umgebung die Ausströmmengen rasch abnehmen. Der gesamte Druckentlastungsvorgang bei Bruch der Hauptkühlmittelleitung zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter dauert etwa 28 s. (Zur Erläuterung der Legende der Abb. 4.4/9 bis 4.4/11 siehe Zonenaufteilung im Rechenprogramm BRUST).

In Abb. 4.4/10 sind für den Druckentlastungsvorgang die Durchsätze im Reaktorkern als Funktion der Zeit aufgetragen. Bei der hier betrachteten Drucklage ändert sich die Durchflußrichtung im Kern bereits während der ersten Millisekunden. Danach wird der Durchsatz im Kern vorwiegend durch die Ausströmwiderstände im gebrochenen Loop sowie durch das Pumpenverhalten in den intakten Kreisläufen bestimmt. Im Ringraum und im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters entsteht infolge der hohen Leckrate ein Massedefizit, welches durch Nachströmung sowohl über dem Reaktorkern als auch über die intakten Kreisläufe ausgeglichen wird.

Solange an den abgeschalteten, jedoch langsam auslaufenden Hauptkühlmittelpumpen kein nennenswerter Rückgang der Förderhöhe und Fördermenge auftritt, sind diese in der Lage, das Massedefizit im unteren Plenum und im unteren Ringraum über die intakten Kreisläufe auszugleichen. Damit kann sich über den Reaktorkern keine große treibende Druckdifferenz ausbilden und es treten relativ kleine Kerndurchsätze auf. Etwa 5 s nach Störfalleintritt bildet sich infolge des fortschreitenden Druckabfalls im Primärsystem auch am Pumpeneintritt Dampf, der das Förderverhalten der Pumpe stark beeinträchtigt. Diese scheinbare Drosselung in den intakten Kreisläufen und der damit verbundene Durchsatzrückgang in den Umwälzschleifen haben ein Anwachsen des Kerndurchsatzes auf ca. 2,5 t/s zur Folge. Wenn gegen Ende des Druckentlastungsvorgangs die Auströmraten am Leck abklingen, geht der Kerndurchsatz gegen Null.

Der Verlauf des Dampfgehalts im Kern während des Druckentlastungsvorgangs ist in Abb. 4.4/11 dargestellt. Infolge der Strömungsumkehr im Kern und der daran anschließenden geringen Kerndurchsätze steigt der Dampfgehalt in allen Kernbereichen schnell an, wobei kurzzeitige Dampf-Überhitzungen auftreten. Mit der Erholung des Kerndurchsatzes ab 5 s sinken auch die Dampfgehalte im Kern wieder ab und erreichen mit der fortschreitenden Entleerung des Primärkreislaufs wieder Werte um 1.

In Abb. 4./12 sind die mit Hilfe des Rechenprogramms AKKU ermittelten Einspeiseraten eines Teilsystems sowie der entsprechende Gegendruck aufgetragen.

Durch den auf 25 bar eingestellten Gasdruck der Druckspeicher öffnen nach Absinken des Primärdruckes unter diesen Wert die Rückschlagarmaturen in die Einspeiseleitungen. Die Einspeisung erfolgt verzögerungsfrei gleichzeitig und zu gleichen Teilen in die heißen und kalten Stränge des Primärkreislaufs.



Das kalte eingespeiste Wasser bewirkt einen beschleunigten Druckabbau im Primärsystem und auch eine zusätzliche Teilkühlung des Reaktorkerns. Zusätzlich zu den Druckspeichern speisen im späteren Verlauf des Störfalls die Niederdruckpumpen kaltes, boriertes Wasser in den Primärkreislauf ein. Unter Berücksichtigung der Anlaufvorgänge der Notstromdiesel kann angenommen werden, daß spätestens 45 s nach Störfalleintritt die Einspeisung der Niederdruckpumpen voll wirksam ist.

Setzt man das Einzelfehlerkriterium und die Reparaturmöglichkeit einer Niederdruckpumpe voraus, so ergeben sich bei Kombination der 4 vorhandenen Teilsysteme eine große Zahl unterschiedlicher Einspeiseverhältnisse. In Abb. 4.4/12 ist u.a. die Einspeiserate bei Klemmen einer Rückschlagklappe im heißen oder kalten Stang dargestellt. Die Kombinationen, die bei Bruch der Hauptkühlmittelleitung zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter zu den konservativsten Flutzeiten führen, sind als Fall B und Fall C in Abb. 4.4/13 dargestellt. Der Fall A stellt den Normalfall bei Bruch einer kalten Hauptkühlmittelleitung dar.

Für alle hier aufgezeigten Einspeisekombinationen ist in Abb. 4.4/14 der Anstieg des Wasserspiegels im Reaktorkern während des Flutvorgangs aufgetragen. Fall B und C führen zwar zu unterschiedlichen Flutzeiten, was die völlige Wiederbedeckung des Kerns betrifft; die Flutzeiten bezogen auf Kernmitte und damit die Wiederbenetzung der am höchsten belasteten Kernzone sind in beiden Fällen gleichwertig. Die Flutzeiten liegen zwischen 80 und 180 s nach Bruch.

Selbst unter der Annahme, daß sich nach Beendigung des Druckentlastungsvorganges kein Restwasser im Druckbehälter befindet, ist der Reaktorkern spätestens 180 s nach Störfalleintritt wieder geflutet.



Auf Abb. 4.4/15 ist der Verlauf der Hüllrohrtemperaturen für den höchstbelasteten Stab dargestellt. Den 18 Kurven des Diagramms entsprechen 18 axiale Abschnitte des Brennstabes. Die höchsten Hüllrohrtemperaturen ergeben sich für die höchstbelastete Stelle dieses Stabes, die sich in Kernmitte befindet.

Bei dem hier betrachteten Leckfall schaltet sich der Reaktor aufgrund seines negativen Kühlmittelkoeffizienten (Void-Koeffizient) ab, bevor die Regelstäbe in Aktion treten. Infolge der abnehmenden Reaktorleistung und der zu Beginn des Störfalls auftretenden starken Durchsatzschwingungen im Kern kann die Wärme aus den Brennstäben etwa 1 s lang noch durch Oberflächen-sieden abgeführt werden, sodaß im Normalkanal kein nennenswerter Temperaturanstieg auftritt. Im höchstbelasteten Kühlkanal wird jedoch die konservative Annahme getroffen, daß bereits 0,1 s nach Störfalleintritt Filmsieden beginnt. Mit abnehmendem Druck und Durchsatz im Kern verschlechtern sich die Wärmeübergangsverhältnisse durch die Bildung eines Dampffilms an verschiedenen Stellen der Brennstaboberfläche. In diesem Bereich des transienten Filmsiedens wird der Wärmeübergang nach der Beziehung von Dougall-Rohsenow ermittelt. Diese Beziehung liefert für den Wärmeübergang während des Druckentlastungsvorganges äußerst konservative Werte und damit maximale Hüllrohrtemperaturen. Infolge des anfangs noch steilen Temperaturprofils in den Brennstäben steigen nach Eintreten des filmsiedens und der damit verbundenen Verschlechterung des Wärmeübergangs die Hüllrohrtemperaturen steil an und erreichen ein erstes Maximum von  $820^{\circ}\text{C}$ . Mit dem sich vor allem durch den Pumpeneinfluß erholenden Kerndurchsatz wird die Wärmeabfuhr auch bei Filmsieden wesentlich verbessert. Sowohl die Hüllrohrtemperaturen als auch die für den Beginn des Flutvorganges entscheidenden mittleren Brennstabtemperaturen sinken durch den Abbau der Speicherwärme in den Stäben bis Ende der Druckentlastung stetig auf  $525^{\circ}\text{C}$  ab.

Mit dem Beginn der Sicherheitseinspeisung in das obere Plenum (ab 25 bar Systemdruck) bestimmt die damit verbundene Dampfproduktion an den Strukturen und im Kern die Strömungs- und Kühlverhältnisse solange sich der Wasserspiegel im RDB unterhalb des Kernbehälters befindet.

Das entstehende Zweiphasengemisch kann solange den Reaktorkern durchströmen, bis der Flutwasserspiegel den Kernbehälter erreicht. Durch diese Zwischenkühlung werden die nach Druckentlastung vorliegenden schlechten Kühlbedingungen zum Fluten von unten erheblich verbessert. Es ergibt sich damit ein relativ geringer Anstieg der maximalen Hüllrohrtemperaturen. Durch die fortschreitende Einspeisung erreicht der Wasserspiegel bei etwa 36 s nach Störfalleintritt die Kernunterkante und beginnt damit den heißen Kern zu fluten. Die Brennstäbe werden von unten nach oben fortschreitend unter die Leidenfrosttemperatur abgekühlt. Die Brennstabtemperatur sinkt dann fast schlagartig unter großer Dampfentwicklung auf die durch den Umgebungsdruck vorgegebene Sättigungstemperatur von  $150^{\circ}\text{C}$  des Wassers ab. Der Wassermitriß an der Benetzungsfront führt zu einer effektiven Vorkühlung der noch unbenetzten Teile des Reaktorkerns. Infolge der Kondensationswirkung der Heißeinspeisung werden so hohe Dampfgeschwindigkeiten im Kern ermöglicht, daß ein weiterer Temperaturanstieg in den vorerst noch unbenetzten Bereichen verhindert wird. Die Hüllrohrtemperaturen bleiben damit während des gesamten Störfallablaufs auf Werte begrenzt, bei denen noch keine Zr-H<sub>2</sub>O-Reaktion mit in Betracht zu ziehender Energiefreisetzung auftritt. Bei 140 sec ist der gesamte Kern auf Sättigungstemperatur abgekühlt.



Aufgrund dieser begrenzten Temperaturen ist ein Brennstabversagen durch Bersten oder Aufblähen der Hüllrohre nur bei einer sehr geringen Anzahl von Stäben zu erwarten. (Abb. 4.4/16). Eine Beeinträchtigung der Notkühlung tritt bei Versagen einiger weniger Stäbe nicht auf.

Beim weiteren Fluten des Reaktorkernes werden die Hüllrohrtemperaturen annähernd auf Sättigungstemperatur abgekühlt. Die weitere Kühlung des Reaktorkerns erfolgt mit dem 4-strängig aufgebauten Notkühlsystem, wobei mindestens 2 von 4 Nachkühlpumpen mit einer Fördermenge von je  $1000 \text{ m}^3/\text{h}$  borierten Wassers von ca.  $30^\circ\text{C}$  aus den Borwasserflutbehältern einspeisen. Durch den Aufbau des Notkühlsystems ist gewährleistet, daß auf jeden Fall  $1000 \text{ m}^3/\text{h}$  den Reaktorkern durchströmen. Diese Menge reicht aus, um ca. 3% Nachzerfallsleistung ohne Verdampfung abzuführen.

Durch das dauernde Zuspeisen von Wasser in den Gebäudesumpf sinkt dessen Temperatur so weit ab, daß bei dem nach ca. 1200 s erfolgenden Umschalten der Notkühlung von den Borwasserflutbehältern auf den Sumpf die Nachzerfallsleistung von den Nachkühlern mit einer entsprechenden Reserve abgeführt werden kann.

#### 4.4.2.3.4 Reaktionskräfte auf Kreislaufkomponenten

Beim Bruch der Hauptkühlmittelleitung treten an den der Bruchstelle am nächsten gelegenen Primärkreis-komponenten Kräfte auf, die durch Abstützungen aufgenommen werden müssen. Die Belastungen setzen sich zusammen aus Druck- und Strömungskräften:

$$K = (p_B - p_o) F + G W$$



Dabei bedeuten:

K	=	Reaktionskraft
$P_B$	=	Druck im Bruchquerschnitt
$p_o$	=	Umgebungsdruck
G	=	Leckdurchsatz
F	=	Leckquerschnitt
W	=	Strömungsgeschwindigkeit im Leckquerschnitt

Beim Bruch im heißen Strang treten am Kessel oder Dampferzeuger im jeweils ungünstigsten Fall 770 Mp auf. Beim Bruch im kalten Strang beträgt die maximale Belastung 550 Mp. Die Abstützung der Dampferzeuger und die Verlegung der Frischdampfleitung sind dabei so ausgeführt, daß ein Bruch an einer beliebigen Stelle des Primärsystems zu keinem Folgebruch im Sekundärkreislauf führt. Ebenso wird bei einem Bruch der Frischdampfleitung durch geeignete Abstützungskonstruktion ein Folgebruch des Primärkreislaufs verhindert. Beim Noteinspeisesystem wurde durch entsprechende Rohrverlegung erreicht, daß beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung lediglich die Einspeiseleitung in den gebrochenen Strang ausfallen kann. Alle anderen Einspeiseleitungen bleiben voll funktionsfähig.

#### 4.4.2.3.5 Erhaltung der Kernstruktur

Um eine ausreichende Kühlung der Brennelemente nach dem Bruch der Hauptkühlmittelleitung sicherzustellen, muß eine nachkühlfähige Geometrie des Reaktorkerns vorliegen. Die größte Belastung der Kernstrukturen tritt während der ersten Phase des Druckentlastungsvorganges auf.

Zur Berechnung der Belastung der Einbauten wurden Ergebnisse des Rechenprogramms KRAFT zugrunde gelegt, in dem die elastische Verformung der Druckbehältereinbauten berücksichtigt ist. Die aufgrund instationärer Betrachtungsweise ermittelten Einzelbelastungen von

unterer Tragkonstruktion	(UT)
Brennelementen	(BE)
Reflektor	(REF)
obere Gitterplatte	(OG)
oberem Rost	(OR)

sind für den Bruch des heißen Stranges in Abbildung 4.4/17a,b und für den Bruch des kalten Stranges in Abbildung 4.4/18a, b eingetragen. Ferner sind die Gesamtbelastungen auf die untere (UGES) und obere Tragkonstruktion (OGES) dargestellt. Sie wurden durch geeignete Konstruktion der einzelnen Einbauteile aufgefangen.

#### 4.4.2.3.6 Druck- und Temperaturverlauf innerhalb der Sicherheitshülle beim Bruch der Hauptkühlmitteleitung.

Beim Bruch einer Hauptkühlmitteleitung strömt das Primärkühlmittel rasch in das Reaktorgebäude aus, was zu einem Druckanstieg in der Sicherheitshülle führt. Beim Ablauf des Unfalles sind hinsichtlich der Gebäudeauslegung zwei zeitliche Phasen zu unterscheiden:

- der Kurzzeitdruckaufbau zu Beginn des Unfalles mit Belastung der Betoneinbauten infolge unterschiedlicher Drücke in den einzelnen Räumen und
- der Langzeitdruckverlauf in der Sicherheitshülle mit Erreichen der für die Auslegung der Stahlhülle maßgebenden Maximalwerte für Druck und Temperatur und dem anschließenden Druckabbau.



#### 4.4.2.3.7 Differenzdrücke im Reaktorgebäude

Bei einem Leckunfall füllt das austretende Dampf-Wasser-Gemisch zunächst den betroffenen Anlagenraum und strömt von dort durch Verbindungsöffnungen in die übrigen Räume innerhalb des Sicherheitsbehälters. Die hierbei auftretenden Differenzdrücke zwischen den einzelnen Räumen werden mit Hilfe des digitalen Rechenprogramms DDIFF berechnet und zur Bemessung der Betonstrukturen herangezogen. Das Programm DDIFF berechnet für eine gegebene Kombination von Räumen und Überströmöffnungen den zeitlichen Verlauf der thermodynamischen Zustandsgrößen und ermittelt daraus die maximalen Differenzdrücke zwischen beliebigen Räumen, die erreicht werden. Wichtigste Eingabegrößen sind neben den Raumvolumina und Überströmflächen der zeitliche Verlauf der Leckrate und deren Enthalpie.

Das Rechenmodell arbeitet mit folgenden Annahmen:

- thermodynamisches Gleichgewicht und Ruhezustand in allen Räumen während eines Zeitschrittes,
- die Massenstromdichten für die Überströmvorgänge werden je nach dem Druckverhältnis gemäß den Formeln für inkompressible oder kompressible (unterkritische oder überkritische) Strömung eines Gasgemisches berechnet,
- der Anteil des beim Ausströmen mitgerissenen flüssigen Wassers wird für jeden Raum vorgeschrieben.

Es können folgende Arten von Überströmflächen verwendet werden:



- freie Öffnungen
- Berstöffnungen, deren Fläche beim Erreichen eines bestimmten Differenzdruckes schlagartig freigegeben wird,
- schwere Verschlüsse (z.B. Stahlklappen), deren Massenträgheit beim Öffnen berücksichtigt wird.

Die Kontraktion der Strömung beim Durchtritt durch Öffnungen wird durch die Definition des effektiven Überströmquerschnittes  $F$  berücksichtigt:

$$F = \alpha \cdot F_{\text{geo}} \quad \text{mit } \alpha < 1.$$

Der Faktor  $\alpha$  wird für jede Öffnung vorgegeben.

Bei der Konzeption der Betonstrukturen ist auf guten Druckausgleich geachtet. Dazu dienen vor allem große Abströmflächen in den Anlagenräumen über den Dampferzeugern.

Der Druckverlauf in den wichtigsten Räumen beim Bruch einer Hauptkühlmitteleitung ist in Zeichnung Nr. 4.4/19 dargestellt. Die größten Druckdifferenzen vom Bruchraum zu den umgebenden Räumen werden zu Beginn des Unfalles erreicht, da das Maximum der Leckrate zu Beginn des Ausströmvorganges auftritt.

#### 4.4.2.3.8 Zeitlicher Druck- und Temperaturverlauf, Auslegung der Sicherheitshülle

Die Sicherheitshülle ist so ausgelegt, daß bei allen denkbaren Kühlmittelverlust-Unfällen der maximal entstehende Unfalldruck sicher beherrscht wird. Infolge der während des Unfallablaufes zu verschiedenen Zeiten unterschiedlich starken Massen- und Energieströme sowie der wirksam werdenden Wärmequellen und -senken ergibt sich ein instationärer Vorgang, der hinsichtlich des zeitlichen Druckverlaufes im Sicherheitsbehälter in folgende drei charakteristische Phasen eingeteilt werden kann:

1. Entleeren des Primärkreises (blowdown-Phase)
2. Fluten des Reaktorkerns (Wiederauffüll-Phase)
3. Not-Nachkühlbetrieb (Nachkühl-Phase)

Zu 1. Die während der blowdown-Phase zu berücksichtigenden Massen- und Energieströme setzen sich wie folgt zusammen:

Wärmequellen:

- gesamte Masse und Energie des Primärkühlmittels einschließlich des Wasser- und Dampfes des Druckhalters,
- Reaktorleistung bis zur Abschaltung durch den negativen Blasen-Koeffizienten,
- Nachzerfallswärme,
- Anteil der im Reaktorkern (Brennstoff und Hüllrohre) gespeicherten Energie, der bis zum blowdown-Ende an das ausströmende Kühlmittel übertragen werden kann,
- Anteil der Speicherenergie der Primärkreis-Komponenten und -Einbauten, der bis zum blowdown-Ende an das ausströmende Kühlmittel übertragen werden kann.

Wärmesenken:

- Wärmeübergang durch Kondensation des bei der Entspannung des Primärkühlmittels entstehenden Dampfes an der kalten Wand des Sicherheitsbehälters, an den kalten Betonoberflächen und an weiteren kalten Stahlteilen.

Wie genaue Analysen zeigten, tritt der maximale Unfalldruck am Ende der blowdown-Phase auf, wobei der ungünstigste Fall der doppelseitig offene Bruch (2F-Bruch) einer Hauptkühlmittelleitung mit einer pessimistisch angenommenen blowdown-Zeit ist.



Zu 2. In dieser Zeit überwiegen die Wärmesenken, so daß der Druck wieder abfällt.

Wärmequellen:

- Anteil der Speicherwärme des Reaktorkerns,
- Nachzerfallswärme,
- Anteil der Speicherwärme aus den durch das Flutwasser benetzten Teilen der Primärkreis-Komponenten und -Einbauten.
- Energie aus der berechneten, mindestens jedoch aus 1 % Zirkon-Wasser-Reaktion.

Wärmesenken:

- Kondensation des Dampfes an den kalten Stahl- und Betonoberflächen sowie an der Sumpfwasser-oberfläche,
- Sicherheitseinspeisung (Druckspeicher und ND-Pumpen).

Die beim Flutvorgang entstehende Dampfproduktion wird bei der Berechnung des Druckverlaufs im Sicherheitsbehälter in konservativer Weise berücksichtigt, obwohl durch die Heißeinspeisung des Notkühlwassers ein Anteil dieses Dampfes kondensiert wird. Im Reaktorgebäude wird bei der Kondensation des Dampfes mit der Wärmeübergangsbeziehung nach Tagami gerechnet, die als konservativ gilt, wobei der Einfluß der Lackanstriche berücksichtigt wird.

Da die Wärmeabfuhr während der Flutphase bereits überwiegt, ergibt sich ein stetiger Abfall des Containmentdrucks.

Zu 3. In der Nachkühlphase, nach erfolgtem Fluten des Reaktorkessels wird die Nachzerfallswärme durch das Notnachkühlsystem abgeführt.



### Rechenprogramm

Das für die Berechnung des zeitlichen Druck- und Temperaturverlaufes im Sicherheitsbehälter verwendete digitale Rechenprogramm COCO (Containment Code) wird im folgenden kurz beschrieben.

Mit dem Programm COCO werden die bei Kühlmittelverlustunfällen im Containment ablaufenden Vorgänge durch Ansatz der instationären Massen-, Energie- und Volumenbilanzen beschrieben und die thermodynamischen Zustandänderungen innerhalb des Gebäudes berechnet.

Im einzelnen werden erfaßt:

- der blowdown-Vorgang, die Wärmefreisetzung durch Zirkon-Wasser-Reaktion, durch Nachzerfall und Spaltleistung sowie durch Abgabe von Speicherwärme aus den Stahlmassen des Primärkreises,
- das Fluten des Reaktordruckbehälters durch die Druckspeicher und durch die Niederdruck-Pumpen aus den Borwasserflutbehältern, die Umschaltung auf Sumpfbetrieb mit Nachkühlung über den Zwischenkreislauf,
- der teilweise kombinierte Wärme- und Stofftransport, der im Containment zwischen Wärmequellen und -senken stattfindet und der auch den Wärmeaustausch mit der Umgebung einschließt.

Dem Programm liegt ein Einraummodell zugrunde, in dem sich drei Systeme befinden, die unter gleichem Druck, nicht aber auf gleichem Temperaturniveau stehen. Die drei Systeme sind:

- der Gebäudesumpf als Sammelbecken für das Wasser der blowdown-Phase, aus Kondensationsvorgängen und aus der Sicherheitseinspeisung. In der Nachkühlphase wird sein Inhalt durch die Niederdruckpumpen angesaugt und über Nachkühler teils in den Reaktordruckbehälter, teils durch das Leck zurück in den Sumpf gefördert.

- Die Containmentatmosphäre enthält ein Dampf-Luft-Gemisch mit zusätzlich fein verteiltem Wasser. Sie wird durch die exotherme Zirkon-Wasser-Reaktion mit Wasserstoff-Verbrennung aufgeheizt. Als Wärmesenken wirken die kalten Gebäudestrukturen und der Wärmedurchgang durch die Sicherheitsumschließung an die Umgebung.
- Der Primärkreis (Reaktordruckbehälter, Hauptkühlmittelleitungen, Druckhalter und Dampferzeuger-Primärseite) ist mit seinen heißen Stahlmassen ein Wärmespeicher, der seine Energie an das vom Sicherheits-einspeise- bzw. Nachkühlssystem geförderte Wasser abgibt. Als weitere Wärmequelle wird die Nachzerfalls- und Spaltleistung berücksichtigt.

Das Programm COCO verfolgt für jedes der drei Systeme die Bilanz der zu- und abströmenden Massen und Energien und errechnet daraus die Systemzustände in ihrem zeitlichen Verlauf.

#### Rechenergebnis

Als Ergebnis der Berechnung mit dem Programm COCO zeigt Zeichnung Nr. 4.4/20 den Druck- und Temperaturverlauf im Containment. Wie bereits erwähnt, tritt der maximale Unfalldruck am Ende der blowdown-Phase auf.

Als rechnerischer Sicherheitszuschlag wird das gleichzeitige Ausdampfen des Sekundär-Inhalts eines Dampferzeugers innerhalb der blowdown-Zeit des Primärkühlmittels. Dies entspricht einer Sicherheit von ca. 10 %.

Besonders sei auf den zeitlichen Verlauf der Stahlhüllentemperatur hingewiesen. Es zeigt sich, daß zum Zeitpunkt des Druckmaximums die Stahlhüllen-Innentemperatur noch

unter  $70^{\circ}\text{C}$  liegt. Die Maximal-Temperatur von ca.  $120^{\circ}\text{C}$  wird erst nach ca. 1000 s erreicht. Zu diesem Zeitpunkt ist der Druck bereits ca. 1,2 bar unter den Maximaldruck abgefallen. Da die Festigkeits-Berechnung für eine Temperatur von  $135^{\circ}\text{C}$  erfolgt, bedeutet dieses Zeitverhalten eine zusätzliche Sicherheit.

Der Auslegung des Sicherheitsbehälters (S.B.) liegen folgende Daten zugrunde:

Kugeldurchmesser	56	m
Freies Luftvolumen des S.B.	71 420	$\text{m}^3$
Gesamtdruck im S.B. vor dem Unfall	1	bar
Temperatur der S.B.-Atmosphäre	30	$^{\circ}\text{C}$
Relative Luftfeuchte	50	%

Die Auslegungswerte für den Sicherheitsbehälter wurden aufgrund der beschriebenen Berechnungen wie folgt festgelegt:

Auslegungsüberdruck	5,1	bar
Auslegungstemperatur	135	$^{\circ}\text{C}$



## 4.4.2.3.9 Radiologische Auswirkungen

Für den Fall, daß ein Aufreißen eines Hüllrohres auftritt, werden die zwischen Brennstoff und Hülle befindlichen Spaltprodukte augenblicklich austreten. Diese freiwerdende Aktivität macht jedoch nur einen Bruchteil der insgesamt im Brennstoff befindlichen Spaltproduktaktivität aus. Rechnungen ergaben, daß dieser Anteil ~~kleiner als 3%~~ ist. Dieser Bruchteil wird für die weitere Betrachtung konservativ mit 10% angesetzt.

Unter der Voraussetzung, daß beim Eintritt des Unfalls 10% der Brennstäbe bersten, wird also insgesamt 1% der im Reaktorkern vorhandenen gasförmigen und flüchtigen Spaltprodukte freigesetzt.

Auf dem Weg in die Anlagenräume werden die nicht-edelgasförmigen Spaltstoffe zu einem großen Teil durch Kondensation, Adsorption oder chemische Reaktion gebunden, so daß nur 25% dieser Spaltprodukte tatsächlich in die Sicherheitshülle gelangen.

Der Aufbau der Sicherheitsumschließung für das gesamte Primärsystem - innerer Schutzzyylinder, Volldruck-Sicherheitshülle mit kontrollierter Leckabsaugung und Leckrückführung in die Hülle, Außenabschirmung - bewirkt, daß bei einem Unfall keine Gefährdung der Bevölkerung in der Umgebung des Kernkraftwerkes auftritt. Eine Betonwandstärke des Außenschildes von 80 cm die an der Außenwand des Reaktorgebäudes überall mindestens gegeben ist, reduziert die Direktstrahlung aus der Stahlhülle nach außen auf sehr niedrige Werte. Dies ist in den Abbildungen 4/21 und 4/22 dargestellt. So liegt z.B. die gesamte Unfalldosis in 200 m Entfernung vom Reaktorgebäude unter 50 mrem.

Die Warte des Kraftwerkes ist so abgeschirmt, daß ein ständiger Notdienst nach Eintritt des Unfalles aufrechterhalten werden kann.

Eine Kontamination der Umgebung durch Austritt von radioaktiven Gasen ist nicht gegeben.

Da die absolute Dichtheit geprüfter mehrlagiger Fertigungsschweißnähte sowie der gewalzten 28 - 30 mm dicken Stahlplatten durch die bisherigen Erfahrungen des Behälterbaues voll bestätigt wird, stellen ~~Lüftungsklappen und bewegliche Durchführungen~~ die einzigen verbleibenden Leckagemöglichkeiten der Sicherheitshülle dar.

Um an diesen Stellen selbst starke Leckagen mit Sicherheit beherrschen zu können, werden die Lüftungsklappen mindestens doppelt, wenn aus Redundanzgründen notwendig, dreifach ausgeführt und die beweglichen Durchführungen mit doppelten, jeweils auf vollen Druck ausgelegten Bälgen bzw. Schleusendichtungen ausgestattet. Dieses Kammersystem ist an eine Absaugung mit Rückführung in die Sicherheitshülle angeschlossen und ermöglicht eine ständige Dichtheitskontrolle der Sicherheitshülle.

Auch bei einem größeren Unfall bewirkt diese Einrichtung, daß die Leckrate nach außen effektiv gleich Null ist.

Zusätzlich wird die Luft aus dem Ringraum (Raum zwischen Sicherheitshülle und Außenabschirmung) über eine Kombination von Feinstfilter und Aktivkohlefilter mit einem Wirkungsgrad von mindestens 99% für Methyljodid und 99,9% für sonstige filterbare Isotope abgesaugt und über den 130 m hohen Schornstein abgegeben.



Die außerhalb der Sicherheitshülle angeordneten, von radioaktivem Kühlmittel durchströmten Teile des Notkühlsystems sind durch Verwendung von stopfbuchslosen Armaturen und sperrwassergedichteten Pumpen als dicht anzusehen, so daß auch von diesem Teil der Anlage keine Leckagen zu erwarten sind.

Zur Beurteilung der Strahlenbelastung, die bei Auftreten einer Leckage entstehen würde, wird im folgenden eine Berechnung angegeben, der eine hypothetische Leckrate von 0,15%/d (nach 1 Tag halbe Leckrate) in den Ringraum zugrunde liegt.

Die angenommene Aktivitätsleckage von 0,15%/d ergibt sich wie folgt : Es ist eine maximal zulässige Leckrate unter Prüfbedingungen in Höhe von 0,25%/d bei Unfalldruck vorausgesetzt. Dieser entspricht eine Leckrate von 0,37%/d unter Unfallbedingungen. Daraus ergeben sich 0,15%/d unter der konservativen Annahme, daß durch das Rückpumpsystem 60% der Leckrate in den Sicherheitsbehälter zurückgepumpt werden.

Für die Dosisberechnung wird weiter angenommen, daß der Wind während der ersten 2 Tage ununterbrochen auf den ungünstigsten Aufpunkt in der Ebene (Wetterlage A, 400 m Abstand) gerichtet ist. In dieser Zeit werden → 6500 Ci Edelgase, 2,3 Ci Jod und 0,2 Ci sonstige Nuklide abgegeben. Die dadurch bedingten Dosiswerte an diesem Aufpunkt betragen 4,4 mrem Ganzkörperdosis, 6,4 mrem Hautdosis und 21,4 mrem Schilddrüsendosis (Inhalation durch Kinder).

Alle anderen Organdosiswerte durch selektiv wirksame Nuklide lägen niedriger. Für das Hanggebiet am Hellberg (max. 230 m ü.N.N.) im Nordosten, das mit effektiver Kaminhöhe 0 m, Wetterlage F und Abstand 2,7 km für die Kurzausbreitung den absolut ungünstigsten Fall darstellt, ergeben sich etwa zehnmal so hohe Werte, die jedoch noch weit unterhalb der Dosisrichtwerte für große Reaktorunfälle bleiben würden.



#### 4.4.3 Radiologische Auswirkungen bei Beschädigung der Abgasanlage

Bei der Berechnung der radiologischen Folgen einer Beschädigung der Abgasanlage gehen wir von der Annahme aus, daß das Kühlmittel bei Auslegungs-Aktivitätsfreisetzung (19 Ci/s in das Kühlmittel) einen Aktivitätsinhalt besitzt, wie er sich nach einjährigem Betrieb ohne jegliche Entgasung ergibt. Dies bedeutet hinsichtlich des langlebigen Kr 85 eine starke Überschätzung, da der Entgasungseffekt des Wasseraustausches auf Kr 85 bei Borregelung hier nicht berücksichtigt ist.

Wird nun das Kühlmittel entgast, so steigt die Aktivität in der Abgasanlage maximal auf 13700 Ci.

Bei der Beschädigung der Abgasanlage werden somit höchstens diese 13700 Ci Edelgase über den 130 m hohen Abluftkamin in die Umgebung entweichen. Die Strahlenbelastung im Maximum der Abluftfahne (400 m Entfernung) bei ungünstigster Wetterlage (A nach Pasquill, Windgeschwindigkeit 1 m/s) beträgt

0,02 rem.

Im Bereich des Hanggebietes am Hellberg (max. 230 m ü.N.N.) in 2,7 km Entfernung ist mit effektiver Schornsteinhöhe 0 m zu rechnen. Die dann maßgebende, ungünstigste Wetterlage F führt dort zu einer etwa zehnmal höheren Dosisbelastung. Höhere Umgebungsbelastungen treten nicht auf.

## 4.5 Allgemeine Störfälle

### 4.5.1 Brandschutz

Es wird durch bauliche und gerätetechnische Brandschutzmaßnahmen in erster Linie die nukleare Sicherheit der Anlage und der Schutz des Bedienungspersonals gewährleistet. Der Aufwand an baulichen Maßnahmen wird durch die Anordnung der sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile und deren Redundanz bestimmt. Gebäude mit redundanten Sicherheitseinrichtungen sind so durch Brandabschottungen unterteilt, daß im Brandfall das Abschalten des Reaktors und die Abfuhr der Nachzerfallwärme möglich ist.

#### 4.5.1.1 Vorbeugender Brandschutz

##### 4.5.1.1.1 Bauliche Eingrenzung von Brandeinwirkungen

Sicherheitstechnisch wichtige Systeme zum Abschalten und Nachkühlen des Reaktors sind redundant ausgeführt. Die räumliche Trennung dieser Redundanzen wird durch die Zuordnung der Systeme zu vier Redundanzbereichen bewirkt, die baulich weitgehend feuerbeständig voneinander getrennt sind. Diese Maßnahmen gehen über die allgemeinen Vorschriften der Landesbauordnung hinaus. Die Abschottungen der Redundanzen ergeben sich hauptsächlich in folgenden Bereichen:

Reaktorgebäuderingraum  
Schaltanlagengebäude

Kabelkanäle  
Schaltanlagen, Elektronikräume, Batterien, Transformatoren

Notstromdieselgebäude

Notstromdieselanlagen  
einschl. der Öl-Vorrats-  
tanks

Notspeisegebäude

Schaltanlagen, Elektronik-  
räume, Batterien, Notspeise-  
pumpen mit Dieselantrie-  
ben und Generatoren sowie  
Öl-Vorratstanks für Dieselantriebe

Sicherheitstechnisch wichtige Kabelkanäle im Gelände

Die Kabelkanäle werden an den Gebäudeanschlüssen jeweils abgeschottet.

Die Aufteilung der Gebäude in Brandabschnitte ergibt folgenden Schutz durch feuerbeständige Abschottungen:

- Schutz sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen
- Schutz der Rettungs- und Angriffswege
- Abschottung von Brandgüterschwerpunkten innerhalb der Gebäude (Ölräume, Kabelkanäle) - dadurch Herabsetzung der Brandbelastung in den Betriebsräumen.

Die baulichen Umschließungen eines Brandabschnittes sind feuerbeständig nach DIN 4102 mindestens F 90, für Türen T 30 und Kabelabschottungen F 90, oder bei Brattberg-rahmen den Sonderanforderungen entsprechend. Lüftungskanäle, die durch solche feuerbeständigen Abschottungen führen, werden durch geeignete Brandschutzklappen verschlossen.

Eine Verschleppung von Rauchgasen über diese Öffnungen in getrennte Abschnitte wird vermieden. Lüftungskanäle,



die durch einen Brandabschnitt führen, jedoch nicht zu diesem gehören, werden feuerbeständig gegen eine Beanspruchung von außen ausgeführt.

Zu den passiven Maßnahmen der Abschottung kommen die aktiven Maßnahmen zur Verhinderung der Verqualmung bei Bränden als vorbeugender Schutz hinzu.

Außerhalb des Kontrollbereiches werden Fluchttreppenhäuser mit Rauchabzugsklappen ausgerüstet. Bei Bränden im Schaltanlagegebäude kann dieses über die Lüftungsanlage entqualmt werden.

Zur Vermeidung unkontrollierter Aktivitätsfreisetzung darf die Raumabluft aus dem Kontrollbereich nur über eine kontrollierte Lüftungsanlage ins Freie gelangen. Die Lüftung gewährleistet in jedem Fall einen Unterdruck gegenüber dem Nichtkontrollbereich und stellt in den Gebäuden Reaktorgebäude und Reaktorhilfsanlagengebäude ein Druckgefälle mit einer gerichteten Strömung zu den Räumen mit höherer Radioaktivität her.

Schädliche Stoffe in der Gebäudeluft, wie radioaktive Aerosole und Qualm werden in Störfällen von den Fluchttreppenhäusern zu den Bedienungsgängen und dann zu den Anlagenräumen strömen, woraus sie über die Abluftanlage auf Radioaktivität überwacht und ggf. gefiltert ins Freie gelangen. Mit der Strömungsrichtung zu den Anlagenräumen wird der Schadstoffstrom gegen die Fluchtrichtung geleitet womit in den Fluchttreppenhäusern eine optimale Schadstofffreiheit gewährleistet ist.

#### 4.5.1.1.2 Brandfrüherkennung

In jedem Brandabschnitt nach Erfordernis sowie in brandgefährdeten Räumen werden Geräte zur Früherkennung von Rauchgasen installiert.

Jedes Ansprechen oder aktive Versagen eines Gerätes löst für jeden überwachten Brandabschnitt mit einer Meldelinie im Wartenzentralraum einen Alarm aus. Der betroffene Brandabschnitt ist somit sofort lokalisiert und eine gezielte Brandbekämpfung der gemeldeten Entstehungsbrände kann sofort beginnen.

Der Aufbau der Meldeanlage gewährleistet bei Ausfällen von Geräten und Kabeln ein Fail-safe-Verhalten. Betriebliche Einflüsse, wie Wärme, ionisierende Strahlung oder Raumfeuchte, beeinträchtigen nicht die Funktion der Meldeanlage.

#### 4.5.1.2 Abwehrender Brandschutz

##### 4.5.1.2.1 Stationäre Löschanlagen

Eine Sprühflutanlage als Objektschutz mit automatischer Auslösung und einer Druckwasserreserve für das größte Objekt für 4 Minuten Löszeit wird für folgende Objekte installiert:

Maschinentransformator  
Anfahrtransformator  
Eigenbedarfstransformator



#### 4.5.1.2.2 Einsatz von mobilem Löschgerät

Für die gesamte Kraftwerksanlage steht ein Feuerlöschnetz mit einer Ringleitung, die die Gebäudegruppe umschließt, zur Verfügung. Steigleitungen in den Gebäuden und Hydranten sind mit der Ringleitung verbunden. Die Ringleitung wird von zwei notstromgesicherten Vollastpumpen mit gereinigtem Flußwasser gespeist.

Im Gelände sind Überfluthydranten und in den Gebäuden Wandhydranten mit Schlauchkästen installiert. In Gebäudebereichen, in denen nur geringe Löschwassermengen anfallen dürfen (Kontrollbereich) und in Bereichen mit Ölbrandgefahr werden kombinierte Schaumwandhydranten für Mehrbereichsschaummittel vorgesehen. Die Löschmittelrückstände (Wasser mit Schaummittel) können innerhalb des Kontrollbereiches gesammelt und entsprechend der radioaktiven Verunreinigung behandelt werden.

Neben dem Feuerlöschnetz stehen in den Gebäuden ausreichend Handfeuerlöscher zur Verfügung.

Der Einsatz von mobilem Löschgerät erfolgt je nach Brandverlauf zeitlich in drei Phasen gestaffelt:

- Phase 1 : Selbsthilfe mit Handfeuerlöscher durch das Schichtpersonal bei Entstehungsbränden
- Phase 2 : Selbsthilfe mit Handfeuerlöscher und Feuerlöschnetz durch Schichtpersonal bei Entstehungs- und Kleinbränden
- Phase 3 : Fremdhilfe mit Feuerlöschnetz und ggf. fremden Löschgeräten (Löschwasserentnahme aus dem Fluß) bei Mittel- und Großbränden.  
Das Eintreten dieser Phase ist durch zahlreiche vorbeugende Maßnahmen unwahrscheinlich.

Für jede Phase werden einsatztechnische Vorkehrungen, wie Gerät, Alarmplan und Personalausbildung getroffen.



#### 4.5.2 Explosionen in elektrischen Anlagen

Die Wasserstoffkühlung des Generators ist mit den üblichen Sicherheitseinrichtungen gegen Explosionen geschützt. Die Transformatoren werden gegen unzulässige Erwärmung, Überbelastung, Windungsschluß usw. auf übliche Weise durch Wärmewächter, Buchholz-Schutz usw. geschützt, so daß Störungen, die zu Explosionen führen könnten, weitgehend vermieden werden. Sollte es in elektrischen Schaltanlagen zu einem Brand oder einer Explosion kommen, ist mit einer Ausbreitung des Schadens auf den Reaktor nicht zu rechnen, da sowohl die Hochspannungsschaltanlagen als auch die Hauptunterverteilungen in abgeschlossenen Räumen außerhalb des Reaktorgebäudes untergebracht sind. Redundante elektrische Einrichtungen sind soweit möglich gegen gemeinsame Beeinträchtigungen durch Unterbringung in brandsicher getrennten Räumen geschützt.

#### 4.5.3 Blitzschlag

Sowohl der Abluftkamin als auch sämtliche Gebäude sind mit Blitzableitern versehen. Die Blitzschutzeinrichtungen entsprechen den geltenden Vorschriften. Das Blitzschutzsystem wird an die Gesamterdungsanlage angeschlossen.

#### 4.5.4 Wasserschäden

Die Betonmauern der Kraftwerksgebäude und die Isolierung der Gebäude mit nuklearen Anlagenteilen werden bis zur Kraftwerksgeländekote hochgezogen, so daß eine Gefährdung der Anlage durch Hochwasser oder Grundwasser ausgeschlossen werden kann.

Das Reaktorhilfsanlagengebäude enthält nur kleine Wasserleitungen geringer Querschnitte und kleine Wasserbehälter. Daher ist eine größere Überflutung der Reaktorhilfsanlagenräume im Falle einer Leckage aus diesen Systemen nicht möglich.

Auch die Räume, in denen die flüssigen Abfälle gelagert oder verarbeitet werden, sind durch Wasser nicht gefährdet. Die radioaktive Flüssigkeit befindet sich jeweils in abgeschlossenen Systemen. Die Raumeinteilung und das Raumentwässerungssystem sind so ausgeführt, daß freigesetzte Flüssigkeit sich im wasserdicht isolierten Keller des Reaktorhilfsanlagengebäudes ansammeln würde. Eine Verschleppung von Radioaktivität ist somit auch in diesem Falle ausgeschlossen.

Die Lagerung fester Abfälle erfolgt in Stahlbehältern, so daß eine Einwirkung von Wasser ausgeschlossen ist.

#### 4.5.5 Menschliches Versagen

Zum bestimmungsgemäßen Betrieb der Kernkraftwerksanlage ist zuverlässiges und entsprechend ausgebildetes Personal unerlässlich. Da die Anlage zum Erreichen einer hohen Betriebsverfügbarkeit weitgehend automatisiert ist, beschränkt sich die Tätigkeit des Personals während des Betriebes auf eine Kontrolle des jeweils gewünschten Betriebszustandes.

Der Wartekontrollraum, in den alle für den Betrieb und die Sicherheit der Anlage wichtigen Informationen gemeldet, angezeigt oder registriert werden, ist der zentrale Aufenthaltsraum für das für den Betrieb jeweils verantwortliche Fahrpersonal. Mit Beginn des Beladens des Reaktorkerns wird dieser Raum ständig besetzt sein.

Eine detaillierte Betriebsanweisung wird im Verlauf der weiteren Planung und Errichtung der Anlage erstellt. An dieser Stelle seien daher nur die wichtigsten Sicherheitsmaßnahmen hinsichtlich der Zuständigkeit für die Inbetriebnahme erwähnt.

Grundsätzlich darf der Reaktor nur bei Anwesenheit des verantwortlichen Betriebsleiters in Betrieb genommen werden. Damit der Reaktor nicht durch Unbefugte angefahren werden kann, sind mehrere für das Anfahren und den Betrieb unerlässliche Schaltstellungen durch Sicherheitsschlüsselschalter blockiert. Diese Blockierungen können nur vom Besitzer des Sicherheitsschlüssels, also vom Betriebsleiter oder der hierzu autorisierten Person, aufgehoben werden.

Nach dem Abschalten des Reaktors bleiben die dann maßgeblichen Meß-, Warn- und Sicherheitseinrichtungen in Betrieb, damit die Anlage weiterhin überwacht wird. Dies bezieht sich vor allen Dingen auf die Strahlungsüberwachung und die Neutronenflußmessung.



Während des Leistungsbetriebes müssen infolge der automatischen Regeleinrichtungen vom Bedienungspersonal keine Schalthandlungen durchgeführt werden. Bei Laständerungen wird der Leistungssollwertesteller nur dann betätigt, wenn die automatische Anpassung der Last an den Bedarf des Netzes nicht in Betrieb ist. Beim Abfahren oder Anfahren sind dagegen Schalthandlungen erforderlich. Durch übersichtliche Anordnung der Betätigungs- und Überwachungseinrichtungen in der Warte ist die Wahrscheinlichkeit für Fehlbedienungen stark reduziert. Außerdem sind zum Schutz der Anlage gegen Fehlbedienungen die folgenden Einrichtungen vorhanden:

#### Verriegelungen

Automatische Verriegelungen haben die Aufgabe, irrtümlich gegebene Befehle, die zu nicht erwünschten Zuständen führen könnten, zu blockieren und so die Ausführung eines solchen Befehls zu verhindern. Damit wird zum einen erreicht, daß keine sicherheitstechnisch unzulässigen Zustände auftreten, zum anderen wird durch Maßnahmen dieser Art die Störung oder Zerstörung einer Komponente vermieden. In allen Fällen haben jedoch Befehle, die dem Schutz der Kernkraftwerksanlage dienen, Vorrang vor Befehlen, die den Schutz einer einzelnen Komponente bewirken sollen. Darf zum Beispiel eine Pumpe nur in Betrieb genommen werden, wenn ihre Lagerölversorgung vorher eingeschaltet wurde, so wird der Einschaltbefehl für die Pumpe erst dann ausgeführt, wenn die Lagerölversorgung als "in Betrieb" gemeldet wird. Wird die gleiche Pumpe jedoch vom Sicherheitssystem des Reaktors eingeschaltet, so wird der Einschaltbefehl auch dann ausgeführt, wenn die Lagerölversorgung als "gestört" gemeldet ist. Der Anlagenschutz hat stets Vorrang vor dem Komponentenschutz.

### Reaktorschutzsystem

Unabhängig vom jeweiligen Betriebs- oder Schaltzustand der Gesamtanlage oder von Anlageteilen erkennt das Reaktorschutzsystem das Entstehen gefährlicher Betriebszustände und leitet die erforderlichen Gegenmaßnahmen ein.

Das geplante Anzeigesystem für Warnsignale schließt eine Nichtbeachtung weitgehend aus. Bei einer Störungsmeldung erscheint in dem der Störung zugeordneten Meldefeld auf dem Steuerpult der Hauptwarte ein Blinklicht. Gleichzeitig ertönt ein akustisches Signal. Durch Drücken eines Quittierknopfes verstummt das akustische Signal und das Blinklicht geht in ein ruhiges Warnlicht über. Dieses ist erst löschar, wenn die Störung wieder behoben ist.

Die Nichtbeachtung der zur Information des Betriebspersonals vorgesehenen Meß- und Warninstrumente hat in keinem Fall zur Folge, daß hierdurch ein für die Sicherheit der Anlage gefährlicher Zustand eintritt. Das Reaktorregelsystem bewirkt weitgehend ein selbsttätiges Ausregeln von Betriebs transienten. Unabhängig vom Regelsystem des Kernkraftwerkes sorgt das Reaktorschutzsystem für eine sichere Abschaltung des Reaktors, falls festgelegte Grenzwerte überschritten werden (siehe Abschnitt 2.7.6). Dieses System hat die Aufgabe, vollkommen unabhängig vom Regelsystem Störungen zu erfassen, durch Warnsignale anzuzeigen und im Gefahrenfalle den Reaktor zuverlässig abzuschalten. Das Reaktorschutzsystem hat bei jedem denkbaren Betriebszustand Vorrang vor den von Hand gegebenen Befehlen, so daß bei Nichtbeachtung der Meß- und Warninstrumente oder bei Bedienungsfehlern die Sicherheit der Reaktoranlage nicht gefährdet werden kann.



Aus diesen Gründen wird bei Ausfall eines oder aller Beschäftigten in der Hauptwarte die Sicherheit des Kernkraftwerkes nicht gefährdet. Eine zwangsweise Betriebsunterbrechung oder eine Änderung des Betriebszustandes ist nicht notwendig. Kaum anders liegen die Verhältnisse beim Anfahren. Da hier mehrere Schalthandlungen erforderlich sind, muß bei Ausfall eines Beschäftigten in der Hauptwarte der Anfahrvorgang u.U. unterbrochen werden, bis ein Ersatz zur Stelle ist. Die Sicherheit der Anlage wird aber auch in diesem Fall nicht in Frage gestellt.

#### 4.5.6 Schutz gegen Einwirkungen von außen

##### 4.5.6.1 Allgemeines

Einwirkungen auf das Kernkraftwerk, wie Blitz, Unwetter, Sturm und Hochwasser, werden durch bauliche Maßnahmen berücksichtigt. Als sonstige mögliche Einwirkungen von außen auf die Kernkraftwerksanlage sind solche Ereignisse anzusehen, die von unkontrollierbaren technischen Vorgängen ausgehen. Dazu gehören Unfälle bei der Herstellung, Lagerung und beim Transport gefährlicher Güter und Unfälle im Luftverkehr. Weiterhin sollen Einwirkungen Dritter unter dem Begriff Einwirkungen von außen betrachtet werden.

Die sicherheitstechnische Forderung besteht darin, auch nach Einwirkungen von außen die Reaktoranlage abschalten und nachkühlen zu können und die Freisetzung von Radioaktivität in Grenzen zu halten.

Bei der Anordnung von Gebäuden und von Anlageteilen innerhalb der Gebäude ist dieser Forderung Rechnung getragen.



Bei einer Einwirkung von außen kann die Strahlenbelastung in der Umgebung des Kernkraftwerkes höher liegen als bei einem Kühlmittelverlustunfall, da der Umfang der Zerstörung wesentlich größer sein kann. Jedoch ist trotz der sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeit einer derart ungünstigen äußeren Einwirkung sichergestellt, daß die Umgebungsbelastung unterhalb von 25 rem bleibt.

Der Schutz gegen Einwirkungen von außen wird dadurch erreicht, daß entweder die erforderlichen Systeme geschützt untergebracht werden oder die redundanten Systeme so weit räumlich voneinander getrennt aufgestellt werden, daß sie nicht gleichzeitig beschädigt werden können.

Die Gesichtspunkte der räumlichen Trennung gelten für die Kühlwasserversorgung, für die Steuerung und die Energieversorgung.

Zur Steuerung ausgewählter Sicherheitssysteme wird eine zur Warte unabhängig und räumlich getrennte Teilsteuerstelle eingerichtet, von der aus Funktionen ausgeführt werden können, die den Reaktor nach Einwirkung von außen in einem sicheren Zustand halten.

#### 4.5.6.2 Erdbeben

Die Anlagenteile der Reaktoranlage werden so gegen Erdbebenfolgen geschützt, daß ein sicheres Abschalten des Reaktors mit anschließender langfristiger Abfuhr der Nachwärme gewährleistet ist.

Das gesamte Reaktorgebäude mit seinen sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen wird auf die festgelegte Erdbebenintensität ausgelegt. Dabei wird ein dynamisches Rechenverfahren verwendet. Außerdem wird zur sicheren Wärmeabfuhr das Notspeisesystem einschließlich seiner autarken Energieversorgung in Hinsicht auf die zu berücksichtigende Maximalbeschleunigung erdbebensicher ausgeführt.

#### 4.5.6.3 Einwirkungen durch Umgang mit gefährlichen Gütern

Die Reaktoranlage wird gegen äußere Belastungen durch Unfälle aus dem Umgang mit gefährlichen Gütern - wie leicht zündbaren und explosionsgefährlichen Stoffen - ausgelegt. Das Reaktorgebäude, das die sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile umschließt, nimmt die Beanspruchung aus dem zu berücksichtigenden Druckwert auf. Zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr nach Eintritt eines solchen Ereignisses dient das Notspeisesystem, das einschließlich seiner autarken Energieversorgung gleichfalls explosionsgeschützt untergebracht ist.

Außer dem Reaktorgebäude mit der angebauten Armaturen-kammer und dem Notspeisegebäude ist die Auslegung anderer Gebäude des Kraftwerkes auf die Einwirkung dieser Explosionsbelastungen nicht erforderlich.

Da die Anlage an einem Standort errichtet wird, bei dem nicht mit häufiger oder langanhaltender Einwirkung von gasförmigen Chemikalien gerechnet werden muß, sind hiergegen keine Maßnahmen getroffen. Kurzzeitige Einwirkungen,

beispielsweise ätzender Gase, haben auf die Aggregate der Anlage keine Wirkung. Zudem ist es jederzeit möglich, bei Kenntnis von dem Vorhandensein schädlicher Gase in der Umgebung die Anlage abzuschalten und die Frischluftzufuhr in die Gebäude auszuschalten und abzusperren. Da eine Freisetzung schädlicher Stoffe ohnehin nur durch einen entsprechenden Unfall beim Umgang mit derartigen Gütern vorkommen kann, ist die diesbezügliche Information der Kraftwerkswarte durch ihre Einbeziehung in den behördlichen Alarmplan sichergestellt. Dies gilt auch für die Freisetzung toxischer Gase. Insbesondere die Belüftung des Wartenzentralraumes kann in reinem Umluftbetrieb gefahren und die Zufuhr von Frischluft abgesperrt werden. Darüberhinaus sind Atemschutzgeräte im Bereich des Wartenzentralraumes griffbereit gelagert. Aber auch der Ausfall des Wartenzentralpersonals ist sicherheitstechnisch nicht von Bedeutung, wie in Kapitel 4.5.5 beschrieben.

#### 4.5.6.4 Einwirkungen durch Luftverkehr

Das Kernkraftwerk wird gegen Einwirkungen durch Luftverkehr so geschützt, daß auch nach Absturz einer schnellfliegenden Militärmaschine der Primärkreis ungestört bleibt, der Reaktor abgeschaltet und abgeschaltet gehalten werden kann und die Abfuhr der Nachwärme sichergestellt ist. Dies auch dann, wenn infolge des Verlusts von Flugzeugtreibstoff ein Brand an der Absturzstelle entstehen sollte.



Es werden die Außenwände des gesamten Reaktorgebäudes einschließlich der angebauten Armaturenkammer auf die entsprechenden Belastungen ausgelegt.

Im Reaktorgebäude sind mit Reaktorkühlkreis, einigen sicherheitstechnisch wichtigen Hilfssystemen und dem Brennelementlagerbecken die Anlagenteile sicher untergebracht, deren Funktion in einem solchen Fall erhalten bleiben muß, um unzulässige Aktivitätsfreisetzung zu vermeiden.

Durch eine entsprechende Anordnung der Anlagenteile kann nach Eintritt des hier beschriebenen Ereignisses der Reaktor abgeschaltet und die Nachwärme mit Hilfe des Notspeisesystemes, das ebenfalls baulich geschützt ist, abgeführt werden.