

Bundesanzeiger



Herausgegeben vom Bundesminister der Justiz

ISSN 0720-6100

Jahrgang 40

Ausgegeben am Freitag, dem 4. März 1988

Nummer 44a

Bekanntmachung von sicherheitstechnischen Regeln des Kerntechnischen Ausschusses

(KTA 1401 und 3101.2)

Vom 11. Januar 1988

KTA 3101.2

**Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren
Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung
und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme**

(Fassung 12/87)

Inhalt

Grundlagen

- 1 Anwendungsbereich**
- 2 Begriffe**
- 3 Sicherheitstechnische Bedingungen für Auslegung und Betrieb**
 - 3.1 Sicherheitstechnische Kenngrößen**
 - 3.2 Anforderungen und Maßnahmen**
- 4 Überwachung und Begrenzung der Leistungsdichte**
 - 4.1 Begrenzung der Leistungsdichte**
 - 4.2 Instrumentierung des Reaktorkerns**
 - 4.3 Erfassung des thermohydraulischen Betriebszustands**
 - 4.4 Einrichtungen und Maßnahmen zur Leistungsdichtebegrenzung**
 - 4.5 Ermittlung von Grenzwerten**
 - 4.6 Meß- und Ansprechfehler**
- 5 Systeme zur Reaktivitätssteuerung und Abschaltung**
 - 5.1 Allgemeine Anforderungen**
 - 5.2 Schnellabschaltsystem**
 - 5.3 Vergiftungssysteme**
- 6 Anforderungen an nukleare Berechnungssysteme**
 - 6.1 Allgemeine Anforderungen**
 - 6.2 Einflußgrößen und Randbedingungen**
 - 6.3 Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit**
 - 6.4 Anforderungen an die Dokumentation**

Anhang A: Übliche Vorgehensweise bei der Durchführung der neutronenphysikalischen Berechnung

Anhang B: Bestimmungen, auf die in dieser Regel verwiesen wird

Grundlagen

(1) Die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses haben die Aufgabe, sicherheitstechnische Anforderungen anzugeben, bei deren Einhaltung die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist (§ 7 Abs. 2 Nr. 3 Atomgesetz), um die im Atomgesetz und in der Strahlenschutzverordnung festgelegten sowie in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ und den „Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 Strahlenschutzverordnung (Störfall-Leitlinien)“ weiter konkretisierten Schutzziele zu erreichen.

(2) Zur Erfüllung dieser Schutzziele wird eine Reaktoranlage so ausgelegt und betrieben, daß für den Reaktorkern vorgegebene, übergeordnete sicherheitstechnische Anforderungen erfüllt werden können. Solche sind die Abschaltfähigkeit, die Nachkühlfähigkeit und die Aktivitätsrückhaltung.

(3) Der Nachweis, daß diese übergeordneten Anforderungen erfüllt werden, wird u. a. durch sicherheitstechnische Analysen erbracht. Diese Analysen beziehen sich auf stationäre Zustände des Normalbetriebs, auf angenommene Ereignisabläufe des bestimmungsgemäßen Betriebs und auf Störfälle; sie werden üblicherweise verschiedenen Analysenbereichen zugeordnet, wie zum Beispiel der nuklearen Kernausslegung, der thermohydraulischen Kernausslegung und der Brennstabauslegung. Die vorliegende Regel behandelt die nukleare Kernausslegung.

(4) Die Analysenbereiche sind zum Teil miteinander verknüpft in dem Sinn, daß Ergebnisse einer vorgeschalteten Analyse als Eingangsdaten in eine nachgeschaltete Analyse eingehen; siehe Bild G-1, hier sind typische Verknüpfungen und beispielhaft sicherheitstechnische Kenngrößen angegeben. Jeder einzelnen Analyse sind spezifische Anforderungen zugeordnet; damit sie erfüllt werden, müssen die Analysenergebnisse spezifizierten Bedingungen (Kriterien) genügen.

(5) Die Ergebnisse der nuklearen Kernberechnung sind zum Teil Eingangsgrößen für nachgeschaltete Ereignisablaufanalysen. Die transferierten Daten beschreiben physikalische Sachverhalte, hängen im einzelnen aber von den in den Analysen verwendeten mathematischen Modellen und Rechenprogrammen ab. Unabhängig jedoch von den verwendeten Modellen lassen sich die zugrunde liegenden physikalischen Sachverhalte durch eine begrenzte Zahl von sicherheitstechnischen Kenngrößen des Reaktorkerns beschreiben. Sie repräsentieren die sicherheitstechnisch relevanten Eigenschaften des Reaktorkerns.

(6) Die Art der sicherheitstechnischen Kenngrößen hängt ab vom Reaktortyp, von den der Auslegung der Gesamtanlage zugrunde zu legenden repräsentativen Ereignisabläufen und der angewandten Analysenmethodik. Die Tabelle G-1 enthält sicherheitstechnische Kenngrößen aus den Analysenbereichen Neutronenphysik und Thermohydraulik, die für Leichtwasserreaktoren heutiger Auslegung repräsentativ sind.

(7) Die sicherheitstechnischen Kenngrößen werden mit Hilfe der nuklearen Berechnungssysteme ermittelt. Die in dieser Regel behandelten Anforderungen an die Berechnung von Reaktorkernen werden durch stationäre oder quasistationäre Methoden erfüllt. Diese Methoden sind geeignet zur Ermittlung von:

- Multiplikationsfaktor, Reaktivität,
- Neutronenflußdichte,
- Neutronenstromdichte,
- Gammaflußdichte im Reaktorkern,
- Reaktionsraten für Neutroneneinfang, Neutronenstreuung und Spaltung,
- Freisetzungsrates der thermischen Energie (Leistungsdichte),
- Abbrandverteilung,
- Änderung von Nuklidichten.

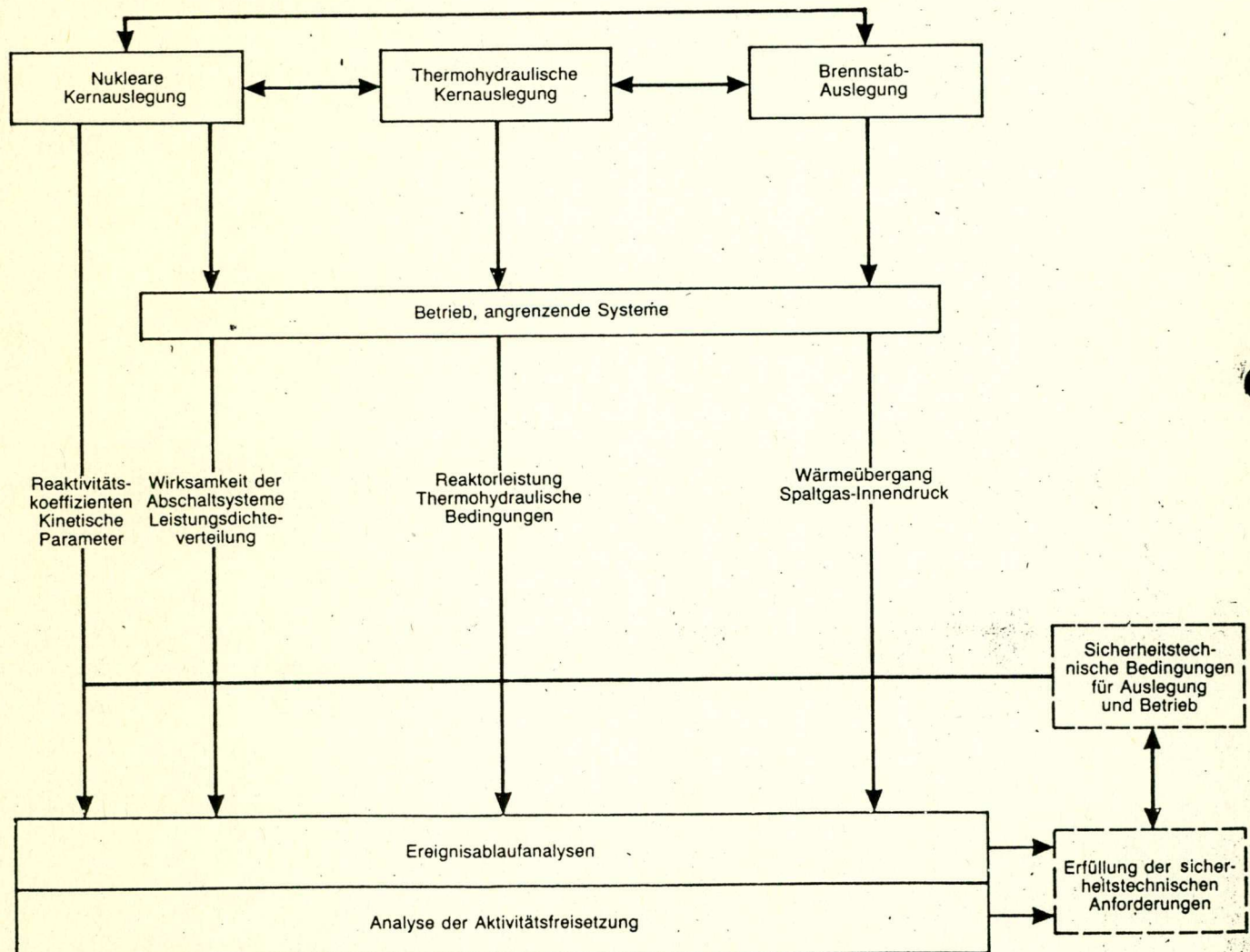


Bild G-1: Verknüpfung von Analysenbereichen

SICHERHEITSTECHNISCHE KENNGRÖSSE

Reaktorleistung

Leistungsdichteverteilung,

Leistungsdichte

Abstand zu kritischen Siedezuständen

Wirksamkeit der Steuerstäbe

Abschaltgeschwindigkeit der Schnellabschaltung

Maximale Reaktivitätsrate beim Fahren der Steuerstäbe

Wirksamkeit der Vergiftungssysteme

Reaktivitätsrate beim Vergiften

Abschaltreaktivität

Mittlerer Kernabbrand,
Brennstababbrand,
lokaler Abbrand

Reaktivitätskoeffizienten der

- Kühlmitteltemperatur,
- Kühlmitteldichte (Void),
- Brennstofftemperatur (Doppler),
- Konzentration von Neutronengiften

Bruchteil der verzögerten Neutronen,
Lebensdauer der Neutronen

Tabelle G-1: Beispiel für sicherheitstechnische Kenngrößen

(8) Ein Berechnungssystem wird gebildet durch Kombination von Rechenmethode und Datensatz. Beide sind stets mit Näherungsannahmen behaftet und bestimmen die Genauigkeit der Rechenergebnisse gemeinsam. Hierbei bedeuten:

- a) Rechenmethode: Mathematische Modelle zur Lösung der Transportgleichung innerhalb eines Gebiets mit definierter Materialzusammensetzung, ergänzt durch die mathematische Beschreibung der Nuklidumwandlungen.
- b) Datensatz: Vom speziellen Anwendungsfall unabhängige, für einen größeren Analysenbereich unverändert gültige Eingangsdaten, wie zum Beispiel
 - ba) eine Sammlung kernphysikalischer Konstanten, die den Bereich der für die Reaktortechnik wichtigen Nuklide und Kernreaktionen umfaßt. Hierzu gehören:
 - Wirkungsquerschnitte,
 - Energieverteilung der Spaltneutronen und primären Gammastrahlung,
 - Zerfallskonstanten,
 - Spaltproduktausbeuten,
 - Neutronen- und Gammaausbeuten,
 - Energiefreisetzung von Kernreaktionen.
 - bb) Stoffwerte, wie zum Beispiel die Zustandsgrößen von Wasser,
 - bc) Konstanten der Atomphysik.

(9) Die Werte der sicherheitstechnischen Kenngrößen des Reaktorkerns hängen ab von der Auslegung, dem Abbrandzustand des Reaktorkerns und vom aktuellen Betriebszustand des Reaktorkerns. Die Erfüllung der Anforderungen läßt sich daher nicht allein durch die Kernausslegung gewährleisten; sie stellt vielmehr auch Anforderungen an angrenzende Systeme und den Betrieb.

(10) Diese Regel enthält daher auch Anforderungen an angrenzende Systeme, soweit sie von der Auslegung und dem Betrieb des Reaktorkerns gestellt werden müssen. Diejenigen Eigenschaften der angrenzenden Systeme, die wesentlichen Einfluß auf das Ergebnis sicherheitstechnischer Analysen haben, werden als sicherheitstechnische Kenngrößen der angrenzenden Systeme bezeichnet. Ihre aktuellen Werte hängen von der Auslegung und vom aktuellen Betriebszustand dieser Systeme ab.

1 Anwendungsbereich

(1) Diese Regel gilt für ortsfeste Kernkraftwerke mit leichtwassermoderierten Druck- oder Siedewasserreaktoren. Sie enthält Anforderungen an die nukleare Auslegung und an den Betrieb des Reaktorkerns. Anforderungen an angrenzende Systeme werden insoweit behandelt, als sie aufgrund der Auslegung und des Betriebs des Reaktorkerns gestellt werden müssen.

(2) Zu den in Absatz 1 angeführten angrenzenden Systemen gehören:

- a) Systeme zur Überwachung und Begrenzung der Reaktorleistung und der Leistungsdichte,
- b) Systeme, die zur Reaktivitätssteuerung, zur Abschaltung sowie zur Überwachung und Aufrechterhaltung der Unterkritikalität im bestimmungsgemäßen Betrieb benötigt werden (zum Beispiel Steuerstäbe, Vergiftungssysteme, Kühlmittelumwälzpumpen beim SWR, Nachwärmeabfuhrsysteme beim DWR).
- c) Systeme, die zur Aufrechterhaltung der Unterkritikalität nach Störfällen benötigt werden (zum Beispiel Vergiftungssysteme, Nachwärmeabfuhrsysteme beim DWR).

2 Begriffe

(1) Abschaltgeschwindigkeit des Schnellabschaltsystems

Die Abschaltgeschwindigkeit des Schnellabschaltsystems ist die durch die einfahrenden oder einfallenden Steuerstäbe bewirkte zeitliche Änderung der Reaktivität nach der Auslösung der Schnellabschaltung.

(2) Abschaltgeschwindigkeit des Vergiftungssystems

Die Abschaltgeschwindigkeit des Vergiftungssystems ist die durch die Zunahme der Giftkonzentration im Reaktorkern bewirkte zeitliche Abnahme der Reaktivität nach der Auslösung der Gifteinspeisung.

(3) Kalibrierfehler eines Leistungsdichte-Überwachungssignals

Der Kalibrierfehler eines Leistungsdichte-Überwachungssignals ist die relative Abweichung des Signalwerts von seinem Sollwert bei ungestörter Leistungsverteilung.

Hinweis:

Der Kalibrierfehler eines Leistungsdichte-Überwachungssignals kann verursacht werden durch:

- a) Änderungen
 - des Verhältnisses der Meßgröße zur Leistungsdichte,
 - der ungestörten Leistungsverteilung mit dem Abbrand und der betrieblichen Steuerstabstellung,
 - des Detektorabbrands
 gegenüber der letzten Kalibrierung.
- b) Toleranzen der Kalibriereinrichtungen und der Instrumentierung (z. B. Einstellgenauigkeit).

(4) Kernüberwachungszone

Eine Kernüberwachungszone ist ein Kernbereich, in dem die Leistungsdichte überwacht wird und in dem ein einheitlicher Wert für die maximal dort zulässige Leistungsdichte gilt.

(5) Leistungsdichte-Überwachungssignal

Ein Leistungsdichte-Überwachungssignal ist ein Signal, das aus den Anzeigen der inneren oder äußeren Meßfühler der Kerninstrumentierung oder aus den Anzeigen beider gebildet wird und das repräsentativ ist für die maximale Leistungsdichte oder deren Änderung in der ihm zugeordneten Kernüberwachungszone.

(6) Nettowirksamkeit des Schnellabschaltsystems

Die Nettowirksamkeit des Schnellabschaltsystems ist die Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems für den Fall, daß diejenige Komponente des Schnellabschaltsystems versagt, die zum größtmöglichen Wirksamkeitsverlust dieses Systems führt.

Hinweis:

Siehe hierzu Begriff „Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems“.

(7) Nettowirksamkeit eines Vergiftungssystems

Die Nettowirksamkeit eines Vergiftungssystems ist die Wirksamkeit eines Vergiftungssystems für den Fall, daß diejenige Komponente des Vergiftungssystems versagt, die zum größtmöglichen Wirksamkeitsverlust dieses Systems führt.

Hinweis:

Siehe hierzu Begriff „Wirksamkeit des Vergiftungssystems“.

(8) Spurf Fehler eines Überwachungssignals

Der Spurf Fehler eines Überwachungssignals ist eine bei zu unterstellenden Störungen der Leistungsverteilung, die eine Erhöhung der Leistungsdichte in der zugehörigen Kernüberwa-

chungszone zur Folge haben können, auftretende Abweichung des Überwachungssignals von seinem Sollwert.

Hinweis:

Der Spurfehler eines Überwachungssignals hängt ab von

- der Anzahl, Positionierung und Kalibrierung der Meßfühler,
- der Art, wie die einzelnen Detektorsignale zum Überwachungssignal geknüpft werden,
- der Art der zu unterstellenden Störung der Leistungsverteilung.

(9) Validierung

Die Validierung ist die Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit der erzielbaren Ergebnisse durch Beispiele mit exakten analytischen Lösungen oder durch Experimente oder durch andere überprüfte Rechenprogramme.

(10) Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems

Die Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems ist das in eine Abschalt-Reaktivitätsbilanz für den Übergang von einem kritischen Ausgangszustand des Normalbetriebs (Steuerstäbe in ihrer betrieblichen Stellung) zu dem in der Bilanz betrachteten Endzustand (Steuerstäbe in ihrer Endstellung nach Schnellabschaltung) einzusetzende Reaktivitätsäquivalent.

Hinweis:

Der zu betrachtende Endzustand hängt vom analysierten Ereignisablauf ab.

Die Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems hängt u. a. ab von der Ausgangsstellung der Steuerstäbe vor der Abschaltung.

(11) Wirksamkeit eines Vergiftungssystems

Die Wirksamkeit eines Vergiftungssystems ist das in eine Abschalt-Reaktivitätsbilanz einzusetzende Reaktivitätsäquivalent der Giftkonzentrationszunahme, ausgehend vom Anfangszustand vor Anforderung des Vergiftungssystems bis zum betrachteten Endzustand.

3 Sicherheitstechnische Bedingungen für Auslegung und Betrieb

3.1 Sicherheitstechnische Kenngrößen

(1) Die sicherheitstechnischen Kenngrößen sind für jeden Reaktor in Abhängigkeit vom Reaktortyp, der Auslegung der Gesamtanlage und der Analysenmethodik festzulegen.

(2) Die im Normalbetrieb zulässigen Wertebereiche der sicherheitstechnischen Kenngrößen sind durch repräsentative Analysen zu ermitteln. Kriterien für die zulässigen Wertebereiche sind:

- a) Einhaltung der von anderen Analysenbereichen vorgegebenen Belastungsgrenzen für Reaktorkernbauteile,
- b) Einhaltung der in den Analysen von Ereignisabläufen des anomalen Betriebs und von Störfällen angenommenen oder als zulässig erwiesenen Ausgangszustände des Reaktorkerns,
- c) Gewährleistung der inhärenten Sicherheit des Reaktorkerns,

Hinweis:

Unter der inhärenten Sicherheit von Reaktorkernen in Leichtwasserreaktoren versteht man die Eigenschaft, daß

- ein im Vergleich zu den Zeiten für Störfallerfassung und Schutzaktionen schneller, unkontrollierter Leistungsanstieg aufgrund prompter Rückkopplungseigenschaften des Reaktorkerns begrenzt wird und
- bei Störfällen mit Druckabfall und Dampfblasenbildung auch ohne Schutzaktionen eine Selbstabschaltung oder eine Begrenzung der Spaltleistung auf zulässige Werte erfolgt.

d) Einhaltung der in den Analysen von Ereignisabläufen des anomalen Betriebs und von Störfällen angenommenen Ausgangszustände und Wirksamkeiten der angrenzenden Systeme.

Hinweis:

Für einen angenommenen Ausgangszustand des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme hängen die als zulässig nachgewiesenen Wertebereiche ab von:

- der Art des analysierten Zustands oder Ereignisses (z. B. bestimmungsgemäßer Betrieb, Ereignisabläufe unterschiedlicher Eintrittshäufigkeit),
- den speziellen sicherheitstechnischen Anforderungen oder zulässigen Konsequenzen, die dem analysierten Zustand oder dem Ereignis zugeordnet sind,
- der Analysenmethode (konservative Annahmen oder erhöhte Nachweistiefe),
- den ermittelten Rechenunsicherheiten.

Der kleinste Wertebereich, der sich für eine gegebene Kenngröße aus allen relevanten Analysen ergibt, ist der für die Kenngröße zulässige Wertebereich.

(3) Die Analysen dürfen exemplarisch durchgeführt werden für einen Reaktorkern, der hinsichtlich seiner Beladung und seines Abbrandzustands repräsentativ ist für eine Reihe von Reaktorkernen und dessen Ausgangszustand für die zu betrachtenden Ereignisabläufe in konservativer Weise so gewählt ist, daß das Ergebnis der Analyse alle zu unterstellenden Ausgangszustände abdeckt.

3.2 Anforderungen und Maßnahmen

(1) Der Reaktorkern und die angrenzenden Systeme sind so auszulegen und zu betreiben, daß die sicherheitstechnischen Kenngrößen ihre als zulässig nachgewiesenen Wertebereiche im Normalbetrieb grundsätzlich einhalten. Das zeitlich begrenzte Verlassen von Wertebereichen, die Ausgangszustände für Analysen von Ereignisabläufen nach Abschnitt 3.1 Absatz 2 Aufzählung b festlegen, ist zulässig. Dabei ist der zulässige Zeitraum in Abhängigkeit von den betrachteten Ereignisabläufen anzugeben.

(2) Sicherheitstechnische Kenngrößen, die nicht allein von der Auslegung, sondern auch vom Betriebszustand des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme bestimmt werden und die ihre zulässigen Wertebereiche während des Betriebs überschreiten können, sind während des Betriebs oder bei wiederkehrenden Prüfungen zu überwachen. Es ist eine Instrumentierung des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme vorzusehen, die geeignet ist, solche sicherheitstechnischen Kenngrößen selbst oder ihnen zugeordnete Meßgrößen zu erfassen. Eine Zuordnung möglicher Meßgrößen zu sicherheitstechnischen Kenngrößen ist in **Tabelle 3-1** angegeben.

(3) Als Maßnahmen zur Einhaltung der zulässigen Wertebereiche nach Absatz 2 sind vorzusehen:

- a) Handmaßnahmen in Verbindung mit Betriebsvorschriften (einschließlich wiederkehrende Prüfungen),
- b) Automatische Regeleinrichtungen,
- c) Automatische Begrenzungseinrichtungen oder
- d) Schnellabschaltung.

(4) Handmaßnahmen als alleinige Maßnahmen nach Absatz 3 sind zulässig, wenn

- a) dem Operateur die Überschreitung der betreffenden Grenzwerte angezeigt wird und
- b) unter Berücksichtigung der jeweiligen Ereignisabläufe für die Einleitung von Gegenmaßnahmen genügend Zeit zur Verfügung steht.

(5) Die Art der Maßnahme sowie die zulässige Wartezeit bis zum Wirksamwerden von Gegenmaßnahmen ist anhand der jeweiligen Ereignisabläufe festzulegen.

4 Überwachung und Begrenzung der Leistungsdichte

4.1 Begrenzung der Leistungsdichte

Die Leistungsdichte ist so zu begrenzen, daß

- a) bei Ereignissen des anomalen Betriebs und bei Störfällen, die zu einer Erhöhung der Leistungsdichte oder einer Verschlechterung der Kühlung führen können, die als zulässig nachgewiesenen Brennstoff- und Hüllrohrzustände eingehalten werden und
- b) im bestimmungsgemäßen Betrieb die in KTA 3101.1 geforderten Grenzen eingehalten werden und
- c) im bestimmungsgemäßen Betrieb die sicherheitstechnisch relevanten Randbedingungen für die mechanische Auslegung der Brennstäbe eingehalten werden und
- d) im Normalbetrieb die durch sicherheitstechnische Analysen als zulässig nachgewiesenen Ausgangswerte der Leistungsdichte für Ereignisse des anomalen Betriebs und für Störfälle im Sinne von Abschnitt 3.2 Absatz 1 eingehalten werden.

Hinweis:

Zu unzulässigen Belastungen der Brennstäbe können führen:

- Erreichen der Brennstoffschmelztemperatur,
- Auftreten von kritischen Siedezuständen nach KTA 3101.1,
- zu hohe Änderung und Änderungsraten der lokalen Leistungsdichte oberhalb bestimmter Grenzwerte der Leistungsdichte im Hinblick auf Wechselwirkungen zwischen Brennstoff und Hüllrohr.

Die Grenzwerte der lokalen Leistungsdichte können in verschiedenen Bereichen des Reaktorkerns verschieden sein und außerdem von den lokalen thermohydraulischen Bedingungen (Druck, Temperatur, Blasengehalt, Massenstromdichte, des Kühlmittels) sowie vom Abbrand abhängen.

4.2 Instrumentierung des Reaktorkerns

4.2.1 Überprüfung der Leistungsdichteverteilung

(1) Soweit zur Erfüllung der Anforderungen nach Abschnitt 4.1 erforderlich, ist zur Überprüfung der Leistungsdichteverteilung eine kontinuierlich oder diskontinuierlich anzeigende Instrumentierung des Reaktorkerns vorzusehen.

Hinweis:

Beispiele für eine diskontinuierlich anzeigende Instrumentierung sind das Kugelmeßsystem und das Fahrkammersystem mit den zugehörigen Auswerteinrichtungen.

(2) Anzahl und Positionen der Meßfühler müssen ausreichen, um signifikante Abweichungen der tatsächlichen Leistungsdichteverteilung von der erwarteten Form erkennen zu können. Insbesondere müssen azimutale Unsymmetrien der Leistungsdichteverteilung und lokal unterschiedliche axiale Leistungs-

dichteverteilungen durch das Meßsystem erkannt werden können.

4.2.2 Überwachung der Leistungsdichte

(1) Soweit zur Erfüllung der Anforderungen nach Abschnitt 4.1 erforderlich, ist zur Überwachung der lokalen Leistungsdichte eine kontinuierlich anzeigende Instrumentierung des Reaktorkerns und der Kühlkreisläufe vorzusehen.

Hinweis:

Als Meßfühler für die kontinuierliche Überwachung der Leistungsdichte kommen infrage:

- Neutronen- oder Gammafluß-Detektoren innerhalb des Reaktorkerns (Kern-Inneninstrumentierung),
- Neutronenfluß-Detektoren außerhalb des Reaktorkerns (Kern-Außeninstrumentierung),
- Temperatur-Meßfühler im Reaktorkern und in den Kühlkreisläufen.

Nr.	Zuordnung möglicher Meßgrößen		Sicherheitstechnische Kenngröße
	Druckwasserreaktor	Siedewasserreaktor	
1	Aufwärmspannen der Kühlkreisläufe, Wärmebilanz, Neutronenfluß, Gammafluß		Reaktorleistung
2	Neutronenflußverteilung außerhalb und innerhalb des Reaktorkerns, Kühlmitteltemperatur im Reaktorkern, Aufwärmspannen der Kühlkreisläufe, Gammaflußverteilung im Reaktorkern, Steuerstabstellungen	Neutronenflußverteilung im Reaktorkern,	Leistungsdichteverteilung, Leistungsdichte
3	Kühlmitteldruck, Kühlmitteltemperatur, Drehzahlen der Kühlmittelumwälzpumpen, wie bei Nr. 1 und 2 zusätzlich:	Reaktordruck, Kerneintrittsunterkühlung, Drehzahlen der Kühlmittelumwälzpumpen, Druckdifferenz	Abstand zu kritischen Siedezuständen
4	Eintauchtiefe der Steuerstäbe	(ist durch Nr. 9 unter Berücksichtigung des Steuerstababbrands abgedeckt)	Wirksamkeit der Steuerstäbe
5	Fallzeit der Steuerstäbe	Einschleifzeit der Steuerstäbe	Abschaltgeschwindigkeit der Schnellabschaltung
6	Fahrgeschwindigkeit von Steuerstäben	Differentielle Steuerstabwirksamkeiten, Laständerungsgeschwindigkeit, Anzahl der gleichzeitig ausfahrbaren Steuerstäbe	Maximale Reaktivitätsrate beim Fahren der Steuerstäbe
7	Füllstand und Giftkonzentration in Vorratsbehältern		Wirksamkeit der Vergiftungssysteme
8	Förderleistung von Einspeisepumpen, Konzentration eingespeister Neutronengifte		Reaktivitätsrate beim Vergiften
9	Steuerstabstellung, Neutronenfluß, Borkonzentration im Kühlmittel, Kühlmitteltemperatur	Kritische Steuerstabbilder für den kalten kritischen Reaktor	Abschaltreaktivität
10	Zeitintegral der Leistung		Mittlerer Kernabbrand, Brennstababbrand, lokaler Abbrand

Tabelle 3-1: Beispiel für eine Zuordnung möglicher Meßgrößen zu sicherheitstechnischen Kenngrößen für den Reaktorkern und angrenzende Systeme

(2) Anzahl und Positionen der Meßfühler, ihre Kalibrierung und die Art der Signalbildung sind so zu wählen, daß unzulässige Erhöhungen der lokalen Leistungsdichte im Sinne von Abschnitt 4.1 in den einzelnen Überwachungszonen des Reaktorkerns erfaßt werden können.

Hinweis:

Ursachen für unzulässige Erhöhungen der lokalen Leistungsdichte gegenüber einem Referenzzustand können sein:

Änderung der Steuerstab-Stellungen, Änderungen der Xenonverteilung, Änderungen der Temperatur- und Dampfblasenverteilung.

(3) Die Signale dieser Meßfühler dürfen einzeln oder in Kombination miteinander zur Überwachung der Leistungsdichte herangezogen werden. Werden zur Ermittlung der ortsabhängigen Leistungsdichte die Anzeigen der Meßfühler durch rechnerisch ermittelte Informationen über das Verhalten der Leistungsdichteverteilung ergänzt, so gelten für diese Rechenverfahren die Anforderungen des Abschnitts 6. Diese Information darf aus vorausgegangenen exemplarischen Rechnungen oder aus einer mitlaufenden Rechnung gewonnen werden.

(4) Der Auslegung der Systeme zur Leistungsdichte-Überwachung und -Begrenzung sind Leistungsdichte-Umverteilungen zugrunde zu legen, die aufgrund

- a) der Auslegung des Reaktorkerns,
 - b) der Fahrweise der Anlage (Lastwechsel, Lastrampen),
 - c) der anzunehmenden Ausfälle angrenzender Systeme (zum Beispiel Ausfall der Leistungs-Verteilungs-Regelung),
 - d) der anzunehmenden Steuerstab-Fehlstellungen
- vorkommen können.

Hinweis:

Die Anforderungen der Absätze 1 bis 4 lassen sich z. B. erfüllen, wenn aus den Anzeigen der Meßfühler für jede Überwachungszone ein Überwachungssignal gebildet wird, das bei allen anzunehmenden Leistungsdichte-Umverteilungen, die eine Erhöhung der Leistungsdichte in der betreffenden Überwachungszone zur Folge haben können, proportional ist

- entweder zur maximalen Leistungsdichte in der zugeordneten Überwachungszone
- oder zur Erhöhung der maximalen Leistungsdichte in der zugeordneten Überwachungszone über einem bekannten Referenzwert.

Abweichungen von der Proportionalität werden als Spurfehler bezeichnet.

(5) Bei der Festlegung der im anomalen Betrieb zu unterstellenden Steuerstab-Fehlstellungen sind zu berücksichtigen:

- a) Steuerstab-Fahrbegrenzungen und -Fahrverriegelungen,
- b) die Auslegung der Systeme zur Betätigung und Stellungsüberwachung der Steuerstäbe.

(6) Anstiege der Leistungsdichte, die zu unzulässigen Werten führen können, müssen durch mehr als einen Meßfühler je Kernüberwachungszone erfaßt werden (Informationsredundanz).

4.3 Erfassung des thermohydraulischen Betriebszustands

Sofern die einzuhaltenden Grenzwerte der lokalen Leistungsdichte von den thermohydraulischen Kühlbedingungen abhängig sind, ist eine Instrumentierung des Reaktorkerns und der Kühlkreisläufe vorzusehen, die die Kühlbedingungen im Reaktorkern erfassen kann.

Hinweis:

Meßgrößen, die hierfür infrage kommen, sind in KTA 3101.1, Abschnitt 4.6.2 angegeben.

4.4 Einrichtungen und Maßnahmen zur Leistungsdichtebegrenzung

(1) Der Reaktorkern ist so auszulegen und zu betreiben, daß die Leistungsdichte auf die nach den Anforderungen nach Abschnitt 4.1 zulässigen Werte begrenzt werden kann. Soweit erforderlich sind dazu Einrichtungen und Maßnahmen zur Leistungsdichtebegrenzung vorzusehen, zum Beispiel

- a) Handmaßnahmen in Verbindung mit Betriebsvorschriften,
- b) automatische Regelungen,
- c) Steuerstab-Fahrbegrenzungen,
- d) automatisch wirkende Begrenzungen der integralen Leistung und der lokalen Leistungsdichte,
- e) Schnellabschaltung.

Hinweis:

Die erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen zur Begrenzung der Leistungsdichte hängen ab von

- der Größe und Auslegung des Reaktorkerns,
- der thermohydraulischen Auslegung der Kühlkreisläufe,
- dem vorgesehenen Lastfahrprogramm (Konstantlast, Lastwechsel, Lastrampen),
- dem Steuerstabsfahrprogramm,
- dem Abstand der betrieblich möglichen Leistungsdichtewerte von den durch Analysen als zulässig nachgewiesenen Grenzwerten.

(2) Zur Erfüllung der Anforderungen nach Abschnitt 4.1 Aufzählungen b und d sind vorzugsweise automatisch wirkende Zustandsbegrenzungen nach KTA 3501 oder eine Schnellabschaltung vorzusehen. Diese dürfen ergänzt werden durch Handmaßnahmen in Verbindung mit Betriebsvorschriften.

(3) Zur Einhaltung der Anforderung nach Abschnitt 4.1 Aufzählung c sind bei hinreichend langsam ablaufenden Schädigungsmechanismen Handmaßnahmen in Verbindung mit Betriebsvorschriften zulässig.

(4) Zur Einhaltung der Anforderung nach Abschnitt 4.1 Aufzählung a sind automatisch wirkende Schutzbegrenzungen nach KTA 3501 oder eine Schnellabschaltung vorzusehen.

4.5 Ermittlung von Grenzwerten

(1) Die einzuhaltenden Grenzwerte der Leistungsdichte sind nach Abschnitt 3.1 aus Analysen repräsentativer Ereignisabläufe abzuleiten.

Hinweis:

Die einzuhaltenden Grenzwerte der Leistungsdichte zur Vermeidung einer unzulässigen Belastung der Brennelemente und zur Sicherstellung der in Störfallanalysen sich als zulässig erweisenden Ausgangswerte der lokalen Leistungsdichte ergeben sich aus den Anforderungen in Abschnitt 4.1.

(2) Der aus den Analysen für eine gegebene Überwachungszone folgende restriktivste Grenzwert ist der in dieser Überwachungszone einzuhaltende Grenzwert.

4.6 Meß- und Ansprechfehler

(1) Unsicherheiten in der Kalibrierung der Signale zur Erfassung der Leistungsdichte und des thermohydraulischen Betriebszustands sind anzugeben (Kalibrierfehler).

(2) Spurfehler, die bei den zu unterstellenden Leistungsdichte-Erhöhungen zu einer Unterschätzung der Leistungsdichte führen können, sind rechnerisch oder experimentell zu bestimmen. Für diese Nachweise genügen exemplarische Untersuchungen an einem repräsentativen Reaktorkern.

(3) Kalibrierfehler und Spurfehler sind zu einem resultierenden Ansprechfehler der Leistungsdichtebegrenzung zusammenzufassen und bei der Festlegung der Ansprechwerte zu berücksichtigen.

5 Systeme zur Reaktivitätssteuerung und Abschaltung

5.1 Allgemeine Anforderungen

(1) Es sind Systeme zur Reaktivitätssteuerung und Abschaltung vorzusehen; hierzu gehören Steuerstäbe und Vergiftungssysteme.

(2) Die Abschaltssysteme sind so auszulegen, daß der Reaktorkern durch Reaktivitätsbindung aus jedem Zustand des bestimmungsgemäßen Betriebs heraus in den unterkritischen Zustand überführt und jederzeit unterkritisch gehalten werden kann.

Hinweis:

Sicherheitstechnische Kenngrößen eines Abschaltsystems sind:

- seine Wirksamkeit und Netto-Wirksamkeit,
- seine Abschaltgeschwindigkeit,
- die größtmögliche positive Reaktivitätsrate, die durch fehlerhafte Betätigung von Reaktivitäts-Stellgliedern verursacht werden kann.

Die systemtechnischen Anforderungen an die Abschaltssysteme einschließlich der Anforderungen an wiederkehrende Prüfungen sind in KTA 3103 festgelegt.

Die reaktivitätsseitigen Anforderungen an diese Systeme werden durch folgende Eigenschaften der nuklearen Kernausslegung bedingt:

- Überschußreaktivität zur Gewährleistung eines vorgegebenen Zielabbrands,
- Reaktivitätskoeffizienten der Leistung, der Kühlmitteltemperatur, der Brennstofftemperatur, des Dampfblasengehalts,
- Wirksamkeit der Xenon-Vergiftung,
- Wirksamkeit von abbrennbaren Absorbieren.

Bei der Ermittlung der Abschaltreaktivität sind die Anforderungen aus KTA 3104 zu beachten.

(3) Soweit nach KTA 3103 in den Abschaltsystemen ein Einzelfehler zu unterstellen ist, ist dieser bei derjenigen Komponente der Abschaltsysteme anzunehmen, deren Versagen zur betragsmäßig kleinsten Abschaltreaktivität oder Abschaltgeschwindigkeit führt. Diese Komponente ist durch eine systembezogene Analyse zu ermitteln.

(4) Komponenten der Abschaltsysteme dürfen auch für betriebliche Regelungsaufgaben eingesetzt werden. In diesem Fall ist durch ihre Auslegung und durch entsprechende sicherheitstechnische Bedingungen für den Betrieb sicherzustellen, daß die für die Abschaltung benötigte Wirksamkeit dieser Komponente in jedem Betriebszustand erhalten bleibt.

5.2 Schnellabschaltsystem

5.2.1 Allgemeine Anforderungen

(1) Schnellabschaltungen sind automatisch durch das Reaktorschutzsystem auszulösen, wenn bei Ereignissen des bestimmungsgemäßen Betriebs und bei Störfällen eine Sicherheitsvariable oder mehrere Sicherheitsvariablen vorgegebene Grenzwerte erreichen. Auslösung von Hand muß ebenfalls möglich sein.

(2) Aufgabe des Schnellabschaltsystems ist es, im Zusammenwirken mit den inhärenten Eigenschaften des Reaktorkerns und gegebenenfalls mit anderen Sicherheitseinrichtungen

- a) die den auslösenden Ereignissen zugeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen zu gewährleisten und
- b) nach erfolgter Schnellabschaltung den Reaktor – gegebenenfalls im Zusammenwirken mit den Vergiftungssystemen – beliebig lange unterkritisch zu halten.

(3) Die für die Erfüllung dieser Aufgaben erforderlichen Wirksamkeiten und Geschwindigkeiten sind durch repräsentative Analysen von angenommenen Ereignisabläufen zu ermitteln. Die anzunehmenden Häufigkeiten der Ereignisse und die Versagensannahmen sollen aufeinander abgestimmt sein.

(4) Die durchzuführenden Analysen dürfen sich auf Ereignisabläufe beschränken, die die höchsten Anforderungen an Wirksamkeit und Abschaltgeschwindigkeit stellen, wie

- a) hinsichtlich der erforderlichen Wirksamkeit:
Ereignisse mit Kernunterkühlung (DWR), Abfahren in den kalten, xenonfreien Zustand (SWR),
- b) hinsichtlich der erforderlichen Abschaltgeschwindigkeit:
der gleichzeitige Ausfall aller Kühlmittel-Umwälzpumpen (DWR), Ausfall der Hauptwärmesenke (SWR),
- c) hinsichtlich der größtmöglichen durch Fehlfunktion verursachten Reaktivitätsrate:
das durch einen Fehler in der Ansteuerung verursachte Ausfahren von Steuerstabbänken (Anfahrstörfall).

(5) Werden Komponenten des Schnellabschaltsystems auch für betriebliche Regelungsaufgaben eingesetzt, so sind durch mögliche Fehlfunktionen verursachte Ereignisabläufe ebenfalls zu untersuchen.

5.2.2 Spezielle Anforderungen beim Druckwasserreaktor

(1) Das Schnellabschaltsystem und der Reaktorkern sind so auszulegen, daß nach Abschaltungen infolge von Ereignissen des bestimmungsgemäßen Betriebs bis zur Sicherstellung der Unterkritikalität durch das Vergiftungssystem der Betrag der Netto-Abschaltreaktivität den Wert von 0,3% nicht unterschreitet.

(2) Bei rechnerischer Nachweisführung mit bewährten Auslegungsrechenverfahren ist ein rechnerischer Betrag der Netto-Abschaltreaktivität von 1% ausreichend. Bei Verwendung anderer Auslegungsrechenverfahren ist mit der Methodik zur Validierung nach Abschnitt 6 ein entsprechender Wert nachzuweisen.

(3) Nach störfallbedingter Abschaltung ist ein vorübergehendes Wiederkritischwerden und vorübergehendes Wiederanstiegen der Leistungsdichte zulässig, solange die allgemeinen Anforderungen des Abschnitts 5.2.1 erfüllt werden.

5.2.3 Spezielle Anforderungen beim Siedewasserreaktor

(1) Das Schnellabschaltsystem und der Reaktorkern sind so auszulegen, daß nach Abschaltung der Betrag der Netto-Abschaltreaktivität im Zustand Nulllast, kalt, xenonfrei 0,3% nicht unterschreitet.

(2) Bei rechnerischer Nachweisführung mit bewährten Auslegungsrechenverfahren ist ein rechnerischer Betrag der Netto-Abschaltreaktivität von 1% ausreichend. Bei Verwendung anderer Auslegungsrechenverfahren ist mit der Methodik zur Validierung nach Abschnitt 6 ein entsprechender Wert nachzuweisen.

(3) Als Sicherung gegen unbeabsichtigtes Kritischwerden und unbeabsichtigte Leistungserhöhung sind Anfahr- und Beladeverriegelungen sowie Schnellabschaltanregungen vorzusehen.

5.2.4 Sicherheitstechnische Bedingungen für den Betrieb

Es ist zu gewährleisten, daß die durch Analysen nachgewiesenen zulässigen Wertebereiche der sicherheitstechnischen Kenngrößen des Schnellabschaltsystems (siehe Abschnitt 5.1) im Betrieb eingehalten werden. Hierfür sind neben der Auslegung des Reaktorkerns und des Schnellabschaltsystems Maßnahmen vorzusehen, wie

- a) Begrenzung der zulässigen Eintauchtiefe von Steuerstäben durch Betriebsvorschriften oder automatische Begrenzungssysteme,
- b) Begrenzung der Ausfahrgeschwindigkeit von Steuerstabgruppen, Begrenzung der Zahl gleichzeitig ausfahrbarer Steuerstäbe.

5.3 Vergiftungssysteme

5.3.1 Aufgaben

(1) Wenn die Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems nicht ausreicht, um den Reaktor in den kalten, xenonfreien, unterkritischen Zustand zu überführen, sind Vergiftungssysteme vorzusehen. Aufgabe solcher Vergiftungssysteme ist es, im Zusammenwirken mit den inhärenten Eigenschaften des Reaktorkerns und gegebenenfalls mit anderen Systemen den Reaktor auch im reaktivsten Zustand, der nach der Schnellabschaltung auftreten kann, unterkritisch zu halten (Fall A).

(2) Vergiftungssysteme, die die Funktion eines zweiten, vom Schnellabschaltsystem unabhängigen Abschaltsystems erfüllen sollen, müssen in der Lage sein, den Reaktor unabhängig vom Steuerstabsystem aus allen Zuständen des bestimmungsgemäßen Betriebs heraus, die keine schnellen Reaktivitätsänderungen erfordern, unterkritisch zu machen und auch im reaktivsten Zustand, der nach der Abschaltung auftreten kann, unterkritisch zu halten (Fall B).

5.3.2 Anforderungen

(1) Die erforderlichen Wirksamkeiten und Abschaltgeschwindigkeiten der Vergiftungssysteme sind aus Analysen der Ereignisabläufe zu ermitteln, die die höchsten Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der Vergiftungssysteme stellen. Dabei ist die Abhängigkeit von

- a) der Auslegung der Vergiftungssysteme hinsichtlich der Volumina von Vorratsbehältern, der Förderleistung des Einspeisesystems, der Entnahmerate durch das Volumenregelsystem beim DWR,
- b) den Strömungs- und Vermischungsbedingungen im Kühlkreislauf,
- c) dem Betriebszustand des Vergiftungssystems hinsichtlich der Menge der vorhandenen Vorratslösung, Giftkonzentration in der Vorratslösung,
- d) der Auslegung und dem Abbrandzustand des Reaktorkerns (Giftwirksamkeit),
- e) dem Betriebszustand des Reaktorkerns im Ausgangs- und im abgeschalteten Zustand,
- f) der Giftkonzentration im Ausgangszustand

zu beachten. Die anzunehmenden Häufigkeiten der Ereignisse und die Versagensannahmen innerhalb der Vergiftungssysteme sollen aufeinander abgestimmt sein.

(2) Die Wirksamkeit oder Netto-Wirksamkeit des je nach Anforderungsfall zum Einsatz kommenden Vergiftungssystems muß für den Fall A

- a) die Reaktivitätszufuhr beim Übergang vom Zustand Nulllast heiß in den Zustand Nulllast kalt,
- b) die Reaktivitätszufuhr beim Übergang in den xenonfreien Zustand, wobei von der je nach Anforderungsfall zu stellenden maximalen Xenon-Konzentration auszugehen ist,
- c) die störungsbedingte Reaktivitätszufuhr durch Deionateinspeisung beim DWR

mit der aufgrund der Ereignisablaufanalysen erforderlichen Geschwindigkeit soweit kompensieren können, daß der Reaktor unterkritisch bleibt und die erforderliche Abschaltreaktivität erreicht.

(3) Die erforderliche Netto-Abschaltreaktivität im Fall A beträgt im Zustand Nullast, kalt, xenonfrei mindestens 0,3%. Bei rechnerischer Nachweisführung mit bewährten Auslegungsverfahren ist ein rechnerischer Betrag der Netto-Abschaltreaktivität von 1% ausreichend.

(4) Das Vergiftungssystem ist im Fall B so auszulegen, daß der Reaktor aus dem angenommenen Ausgangszustand des bestimmungsgemäßen Betriebs in den unterkritischen Zustand überführt werden kann und die nach Absatz 3 ermittelte Abschaltreaktivität langfristig sichergestellt ist. Dazu ist erforderlich, daß zur Berechnung der Absorberwirksamkeit ein Programmsystem verwendet wird, das durch Experimente validiert wurde, und eine Überwachung des Neutronenflusses und der Absorberkonzentration vorgenommen wird. Liegen die vorgenannten Voraussetzungen nicht vor, so ist das Vergiftungssystem so auszulegen, daß ein rechnerischer Betrag der Abschaltreaktivität von 5% eingehalten wird.

5.3.3 Spezielle Anforderungen beim Druckwasserreaktor

Als Sicherung gegen unbeabsichtigtes Kritischwerden ist die Giftkonzentration zu überwachen und ihre Verdünnung durch Maßnahmen nach Abschnitt 3.2 Absatz 3 zu verhindern.

5.3.4 Sicherheitstechnische Bedingungen für den Betrieb

Es ist zu gewährleisten, daß die durch Analysen nachgewiesenen zulässigen Wertebereiche von Menge und Konzentration der Gift-Vorratslösung im Betrieb und der Einspeiserate der Giftlösung im Anforderungsfall eingehalten werden.

6 Anforderungen an nukleare Berechnungssysteme

6.1 Allgemeine Anforderungen

(1) Nukleare Berechnungssysteme müssen in der Lage sein, die sicherheitstechnischen Kenngrößen des Reaktorkerns, soweit sie durch Auslegung des Reaktorkerns bedingt sind, sowie zur Validierung der Berechnungssysteme erforderliche Meßgrößen zu bestimmen. Die übliche Vorgehensweise bei der Durchführung der neutronenphysikalischen Berechnung ist in **Anhang A** aufgeführt.

(2) Durch nukleare Berechnungssysteme müssen folgende physikalische Phänomene beschreibbar sein:

- Neutronentransport,
- die durch Neutronen induzierten nuklidweisen Reaktionsratendichten als Funktion des Orts und des Abbrands,
- die induzierten Nuklidumwandlungen als Funktion des Orts und des Abbrands,
- die spontanen Zerfallsreaktionen instabiler Nuklide,
- Rückwirkung thermodynamischer Zustandsänderungen auf die Flußdichteverteilung,
- Einfluß der Spaltprodukte auf die Flußdichteverteilung,
- Wärmequellendichteverteilung.

(3) Vereinfachungen und Näherungen in den Modellen zur Berechnung dieser Phänomene sind zulässig. Hierzu gehören:

- die Aufteilung des Gesamtproblems in Teilprobleme,
- die Einbeziehung repräsentativer Lösungen von Teilproblemen in die Lösung des Gesamtproblems, wie
 - Berechnung des Neutronenflusses und der Reaktionsraten in einer Gitterzelle mit idealisierten Randbedingungen,
 - Berechnung des Neutronenflusses und der Reaktionsraten in einem größeren Gitterausschnitt, zum Beispiel einem Brennelement in typischer Umgebung,
 - Ersatz einer expliziten Darstellung des Reflektors durch Albedo-Randbedingungen oder geeignet homogenisierte Reflektordarstellungen.
- die vereinfachte Darstellung der geometrischen und materiellen Struktur des Reaktorkerns, wie
 - Homogenisierung von Teilbereichen des Reaktorkerns,
 - Ersatz von kontinuierlichen Ortsvariablen durch eine endliche Zahl diskreter Maschen (räumliche Diskretisierung),
 - explizite Darstellung der geometrischen Struktur in weniger als drei Raumdimensionen,
 - Darstellung des Einflusses vernachlässigter Raumdimensionen durch geeignete Korrekturterme,
 - Zusammenfassung von Spaltprodukten zu Pseudo-Nukliden,

- die spektrale Diskretisierung des kontinuierlichen Neutronen- oder Gamma-Spektrums,
- die Diskretisierung des Abbrands (Konstanthaltung der Leistungsdichteverteilung während eines Abbrandsschrittes),
- die Gleichsetzung von Wärmequellendichte mit dem Produkt aus Spaltrendichte und nutzbarer Energie pro Spaltung. Pauschale Berücksichtigung der Wärmefreisetzung im Strukturmaterial und Kühlmittel sind zulässig.

Hinweis:

Der Nachweis für die Zulässigkeit der angeführten Vereinfachungen wird durch die Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit geführt, siehe Abschnitt 6.3.

(4) Es ist auch zulässig, zur Beschreibung von physikalischen Teilaspekten innerhalb des Berechnungssystems Korrelationen zu verwenden, die aus Experimenten abgeleitet wurden, sofern die Experimente für den vorgesehenen Anwendungsbereich der Korrelation repräsentativ sind.

6.2 Einflußgrößen und Randbedingungen

Für die Ausführung nuklearer Rechnungen sind je nach Aufgabenstellung die folgenden Einflußgrößen und Randbedingungen in Betracht zu ziehen:

- Anordnung und Zusammensetzung des Brennstoffs und Moderators sowie der Strukturteile innerhalb des Brennelements,
- Brennelemente unterschiedlicher Zusammensetzung und ihre Anordnung im Reaktorkern,
- räumliche Änderung der Brennstoffzusammensetzung durch Abbrand,
- lokalisierte abbrennbare und im Moderator gelöste Neutronengifte,
- Steuerstäbe,
- Material außerhalb des Reaktorkerns (Reflektor),
- Absorptionswirkung der Neutronenquellen und der Kerninstrumentierung,
- räumliche und zeitliche Änderungen von
 - Brennstofftemperatur,
 - Moderatortemperatur und -dichte,
 - Nuklidichten
 in Abhängigkeit von Abbrand und Leistung,
- Einwirkungen der Gesamtanlage (Teillastdiagramm, Umwälzregelkennlinien),
- Fertigungstoleranzen.

6.3 Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit

(1) Berechnungssysteme, die für sicherheitstechnische Nachweise eingesetzt werden, müssen für den jeweiligen Anwendungsbereich validiert sein.

(2) Bei der Validierung des Berechnungssystems sind die systematischen und unsystematischen Fehler zu ermitteln. Nachgewiesene systematische Abweichungen der Ergebnisse von Referenzwerten dürfen durch entsprechende Anpassungskorrekturen am Ergebnis eliminiert werden.

(3) Das zu validierende Berechnungssystem ist auf Referenzprobleme anzuwenden, für die entweder theoretische Referenzlösungen oder qualifizierte Referenz-Meßergebnisse vorliegen (integrale Validierung). Teile eines Berechnungssystems dürfen für sich validiert werden (partielle Validierung).

(4) Als Referenzlösungen sind Ergebnisse von Berechnungssystemen zu verwenden, die entweder

- bereits validiert sind oder
- die zu berechnenden physikalischen Sachverhalte durch realistische Modelle darstellen.

(5) Liegen keine Referenzmeßergebnisse vor und ist eine Extrapolierbarkeit auf Anwendungsbereiche erforderlich, die für die Auslegung nicht erheblich sind, so sind vorzugsweise theoretische Referenzlösungen, sogenannte Benchmark-Probleme, heranzuziehen, die gegenüber dem Reaktor meist eine vereinfachte Geometrie, aber auch problemspezifische Erschwernisse (zum Beispiel besondere Heterogenitäten) aufweisen und für die theoretische Referenzlösungen mit höherer Genauigkeit bekannt sind.

Hinweis:

Referenzlösungen können z.B. durch Verfahren mit hoher Orts- und Energieauflösung oder mit der Monte-Carlo-Methode gewonnen werden.

(6) Hierbei soll die Sensitivität des Ergebnisses gegenüber getroffenen Methodenvereinfachungen oder gegenüber Variationen gewisser Eingabeparameter untersucht werden, wie

- Einfluß der Art der gewählten Homogenisierung des Brennelementes und der gegebenenfalls anschließenden Ermittlung lokaler Größen,
- Einfluß der Anzahl der Energiegruppen und der Gruppen Grenzen sowie der Anisotropie der Streuung bei Rechenproblemen mit hoher Heterogenität,
- Einfluß der Vernachlässigung von Raumdimensionen.

Hinweis:

Partielle und integrale Validierung ergänzen sich und werden in der Regel kombiniert. Bei der alleinigen Verwendung von integralen Verfahren kann eine Fehlerkompensation nicht ausgeschlossen werden. Deshalb ist die Extrapolierbarkeit auf Anwendungsbereiche, die für die Auslegung nicht erheblich sind, geringer zu veranschlagen. Andererseits kann bei alleiniger Verwendung von partiellen Verfahren der Nachweis der vollständigen Abdeckung des Gesamtsystems durch einzelne Validierungsschritte schwierig sein.

(7) Die Ergebnisse des zu validierenden Berechnungssystems sind mit den Referenzlösungen oder den Referenz-Meßergebnissen zu vergleichen. Aus diesem Vergleich sind die Abweichun-

gen zwischen diesen Ergebnissen und den Referenzwerten abzuleiten und unter Berücksichtigung der problemabhängigen Anwendung des Berechnungssystems zu bewerten.

(8) Bei der Auswahl von Referenz-Meßergebnissen sind vor allem die folgenden Kriterien zu beachten:

- Dokumentation der Messungen,
- Qualität der Messung und Fehlerbetrachtung,
- Übertragbarkeit der Meßbedingungen auf den für die Auslegung abzudeckenden Anwendungsbereich des Berechnungssystems.

(9) **Tabelle 6-1** gibt Beispiele für Referenzmessungen zur Validierung nuklearer Berechnungssysteme.

6.4 Anforderungen an die Dokumentation

Über das Berechnungssystem sind Berichte zu fertigen. Diese sollen

- das Berechnungssystem hinsichtlich der Rechenmethoden, der Datensätze und der Validierungsprozedur beschreiben,
- den Anwendungsbereich des Berechnungssystems bezeichnen und die Genauigkeit der Ergebnisse quantifizieren.

I. Validierung nuklearer Berechnungssysteme am Leistungsreaktor

Referenzmessung	Bezug zu sicherheitstechnischen Kenngrößen
Herstellung kritischer Zustände bei Nulllast und xenonfreiem Reaktorkern unter Variation von <ul style="list-style-type: none"> Kühlmitteltemperatur, Borkonzentration (DWR), Steuerstabstellung zur Ermittlung von Borwirksamkeit (DWR), integraler und differentieller Wirksamkeit von Steuerstabbänken und Einzelstäben, isothermen Temperaturkoeffizienten.	Wirksamkeit der Steuerstäbe und der Vergiftungssysteme, Reaktivitätsrate beim Vergiften, Abschaltreaktivität, Reaktivitätskoeffizienten
Herstellung kritischer Zustände beim DWR bei Nulllast nach vorausgegangenem stationären Leistungsbetrieb unter Variation der Borkonzentration zur Ermittlung der Reaktivitätsäquivalente der Leistung und der Xenonvergiftung.	Abschaltreaktivität, Reaktivitätskoeffizienten
Variation von Steuerstabstellung, Kühlmitteltemperatur und Borkonzentration bei stationären Leistungsbetrieb beim DWR zur Ermittlung von differentieller Steuerstabwirksamkeit, Borwirksamkeit und Kühlmitteltemperaturkoeffizient.	Maximale Reaktivitätsrate beim Fahren der Steuerstäbe, Reaktivitätskoeffizienten
Auswertung von Neutronenfluß- (oder Gammafluß-) empfindlichen Detektorsignalen der Kerninneninstrumentierung zusammen mit charakteristischen Kühlmitteldaten (Druck, Temperatur) bei stationärem Leistungsbetrieb für verschiedene Steuerstabstellungen und bei lokalen Xenontransienten.	Leistungsdichteverteilung, Leistungsdichte, Sicherheit gegen Filmsieden, mittlerer und lokaler Abbrand
Messung charakteristischer Daten des Reaktorkerns bei Betriebstransienten im Leistungsbetrieb, zum Beispiel <ul style="list-style-type: none"> Reaktorschnellabschaltung, Ausfall von Kühlmittelumwälzpumpen, Kernunterkühlung, Lastabwurf, Fehlfahren von Steuerstäben. 	Reaktorleistung, Reaktivitätskoeffizienten
Kleinsignalmessungen zur Ermittlung von Übertragungsfunktionen (Oszillatormessungen, Sprungantwort, Rauschanalyse)	Reaktivitätskoeffizienten

II. Validierung nuklearer Berechnungssysteme an kritischen oder unterkritischen Anordnungen

Messung von mikroskopischen Fluß- und Reaktionsratenverteilungen in Gitterzellen oder Gitterausschnitten, makroskopische Flußdichteverteilung

III. Validierung nuklearer Berechnungssysteme durch Messungen an bestrahltem Brennstoff

Gammascan, Isotopenanalyse

Tabelle 6 - 1: Beispiele für Referenzmessungen zur Validierung nuklearer Berechnungssysteme

ANHANG A

Übliche Vorgehensweise bei der Durchführung der neutronenphysikalischen Berechnung

A 1 Allgemeines

(1) Die Anforderungen der Abschnitte 6.2 bis 6.4 werden durch Berechnungssysteme erfüllt, die das Gesamtproblem der nuklearen Auslegung in mehreren Stufen lösen, so daß die Rechnungen in größtmöglicher Nähe zu den angestrebten Nachweisen Stufe 1 Erzeugung von Wirkungsquerschnitten für diskrete Werte von Energie und Streuwinkel,

Stufe 2 Erzeugung von Vielgruppenkonstanten,

Stufe 3 Erzeugung von Weniggruppenkonstanten,

Stufe 4 Reaktorkernberechnung.

(2) Die Beachtung der im folgenden beschriebenen Vorgehensweise berührt nicht die Vorschriften des Abschnitts 6.3, jedoch reicht sie bei Erfüllung dieser Vorschriften stets aus.

A 2 Erzeugung von Wirkungsquerschnitten für diskrete Werte der Variablen (Stufe 1 in Bild A-1)

(1) Ein kernphysikalischer Datensatz heißt bewertet, wenn die kernphysikalischen Konstanten für jedes Nuklid vollständig und eindeutig vorliegen. Bei der Erstellung des Datensatzes wird noch kein Bezug auf ein reaktorspezifisches Neutronenspektrum genommen.

(2) Den weitaus größten Teil eines Datensatzes bilden die Wirkungsquerschnitte. Sie hängen in komplizierter Weise von Energie und Impuls der Neutronen ab. Schon wegen ihres Umfangs können sie nicht direkt zur Reaktorberechnung benutzt werden, sondern bedürfen einer Reduktion, die unter schrittweiser Einführung spezifischer Reaktoreigenschaften erfolgt.

(3) Die Erzeugung bewerteter Datensätze (Punktquerschnitte), zum Beispiel ENDF/B (Evaluated Nuclear Data File) oder KEDAK (Kerndaten Karlsruhe), ist nicht Gegenstand dieser Regel.

A 3 Erzeugung von Vielgruppenkonstanten aus dem bewerteten Datensatz (Stufe 2 in Bild A-1)

(1) Der Reaktortyp, zum Beispiel Leichtwasserreaktor, Schwerwasserreaktor, geht auf Stufe 2 der Datenreduktion nur geringfügig ein durch:

- Wahl der Gruppenzahl und Gruppengrenzen für den Vielgruppensatz,
- Wahl des Übergangs von Spalt- auf Bremsspektrum für die Wichtung,
- Vereinfachungen bei der Einebnung der nichtaufgelösten Resonanzen und der nur schwach sich abschirmenden aufgelösten:
 - analytische Wichtungsfunktion, vorzugsweise enge Resonanz-Näherung,
 - Vernachlässigung der Interferenzstreuung,
 - Verwendung von Äquivalenzrelationen für die Ortsabhängigkeit,
 - oft sogar Verzicht auf Orts- und Temperaturabhängigkeit.

(2) Resonanzen, deren Selbstabschirmung von Bedeutung ist, werden nicht behandelt, sondern ihre Parameter zusammen mit den Vielgruppenkonstanten für die Rechnungen der Stufe 3 bereitgestellt.

(3) Die Bildung der Vielgruppenkonstanten geschieht für jedes Nuklid isoliert, bei der Einebnung von Resonanzen wird jeweils auch nur eine einzelne Gruppe der gewählten Vielgruppenstruktur behandelt.

(4) Gewöhnlich beginnt eine Reaktorkernberechnung mit dem Zweig A in der Stufe 3. Berechnungen auf Stufe 2 müssen nur bei Erweiterung oder Änderung der Datenbasis des LWR-spezifischen Spektralprogramms durchgeführt werden.

A 4 Kondensation auf Weniggruppenkonstanten (Stufe 3 mit Zweig A und Zweig B in Bild A-1)

(1) Am Anfang dieser Stufe steht die Einebnung der Resonanzen mit Selbstabschirmung in die Vielgruppenstruktur, die unter Berücksichtigung der Elementarzellegeometrie (siehe unten) sowie der Resonanzabsorber- und Moderatorkonzentrationen zu erfolgen hat. Die Näherungsannahme gegenseitiger Nicht-Beeinflussung der Resonanzen verschiedener Nuklide ist erlaubt, jedoch ist die Temperaturverbreiterung zu berücksichtigen.

Hinweis:

Soll die Abbrandentwicklung in starken Aktinidenkonzentrationen möglichst genau berechnet werden, so wird gemeinsame Behandlung aller Resonanznuklide in einer einzigen, den ganzen epithermischen Energiebereich umfassenden Rechnung empfohlen.

(2) Der einleitende Schritt der problemabhängigen Vervollständigung der Vielgruppenkonstantenbasis hat der Berechnung des gesamten Neutronenspektrums der zugrunde gelegten Materialanordnung und -mischung vorauszugehen.

(3) Falls Weniggruppenkonstanten für die unterschiedlichen Bereiche des Reaktorkerns mit einem Spektral-Abbrandprogramm direkt berechnet werden, sind dabei Rechnungen sowohl für Elementarzellen als auch für Superzellen durchzuführen und daraus ein vollständiger Datensatz von 1- bis 2-Gruppenkonstanten, wie sie für Kernberechnungen (Stufe 4) benötigt werden, herzuleiten.

Hinweis:

Elementarzellen und Superzellen werden zur „Homogenisierung“ der räumlichen Feinstruktur des Brennstabgitters eingeführt, um durch eindimensionale Behandlung den Rechenaufwand zu reduzieren. Hierzu wird der Reaktorkern in Bereiche aufgeteilt, innerhalb derer die neutronenphysikalischen Gittereigenschaften (Geometrie und Materialien) so gleichförmig sind, daß sie durch jeweils einen einzigen Satz von Gruppenkonstanten dargestellt werden können.

Als Elementarzellen werden üblicherweise Brennstabzellen sowie wassergefüllte und mit Absorber gefüllte Strukturzellen eingeführt. Diese werden zylindrisiert und das Strukturmaterial, z. B. der Abstandshalter, anteilig einer Ringzone zugeschlagen.

Durch die Einführung von Superzellen ist es in Reaktorkernen in Druckwasserreaktoren möglich, größere Homogenisierungsbereiche durch eine einzige repräsentative Gitterzelle mit geeigneten Randbedingungen darzustellen. Die zylindrische Superzelle enthält in ihrem Zentrum eine Elementarzelle, die auch einen Absorber enthalten kann und deren äußere Zone aus dem homogenisierten Material der umgebenden Teile des Brennelements besteht.

(4) Beim Druckwasserreaktor dürfen sowohl für Elementarzellen als auch für Brennelemente 1D-Spektral-Abbrandrechnungen ohne Rückkopplung mit der späteren Reaktorrechnung durchgeführt und dabei wichtige Betriebsvariable als Parameter variiert werden. Die erhaltenen parametrisierten 1- bis 2-Gruppenkonstanten sind direkt für die Reaktorkernberechnung (Stufe 4) verwendbar.

(5) In Fällen nicht zu vernachlässigender Wechselwirkung zwischen benachbarten Elementarzellen ist eine 2D-Weniggruppenrechnung für das Brennelement zwischenzuschalten (Zweig B). Dabei ist zu prüfen, ob in der 2D-Brennelementrechnung die Wechselwirkung des Brennelements mit seiner Umgebung berücksichtigt werden muß.

(6) Der Kernaufbau des Siedewasserreaktors (Steuerstabkreuze, breite Wasserspalte, mehrere Anreicherungen im Brennelement) erfordert stets den Rechenablauf des Zweigs B. Der starken Brennelement-Heterogenität ist dabei durch eine Iteration zwischen den Zweigen A und B Rechnung zu tragen. Außer den Werten der Zustandsparameter ist auch die Wechselwirkung zwischen den einzelnen Elementarzellen rückzukoppeln.

Hinweis:

Wird die 2D-Neutronenflußrechnung in Diffusionsnäherung durchgeführt, so ist in der Umgebung starker Absorber eine Anpassung an Ergebnisse von 1D-Transportrechnungen vorzunehmen. Anpassungsgrößen können sein: Randfluß/Randstrom (Diffusionskonstante) oder Absorptionsrate (Absorptions-/Spaltratenverhältnis).

(7) Die 1- bis 2-Gruppenkonstanten für Reaktorkernberechnungen sind in Abhängigkeit von wichtigen Betriebsvariablen darzustellen. Solche sind:

- Abbrand des Brennstoffs und der abbrennbaren Neutronengifte,
- Brennstofftemperatur,
- Moderatordichte und -temperatur.

(8) Die wesentliche Reduktion der Kerndaten findet auf den Zweigen A und B statt. Die dazu gemachten, hier kurz beschriebenen Näherungen sollen eine rationelle Lösung dieses Problems erreichen. Die Monte-Carlo-Methode jedoch, auf die in Bild A-1 ebenfalls hingewiesen wird, ist prinzipiell frei von allen diesen Näherungen. Sie löst die Transportgleichung durch Beschreibung und statistische Auswertung einer großen Zahl einzelner Neutronenschicksale. Damit ist sie empfohlen zur Überprüfung der Näherungen in Zweifelsfällen oder – allgemeiner – zur Aufstellung von Referenzlösungen für die Validierung der üblichen Vorgehensweise.

A 5 Reaktorkernberechnungen (Stufe 4 in Bild A-1)

(1) Reaktorkernberechnungen, insbesondere Abbrandrechnungen, dürfen wegen des Problemumfangs normalerweise mit Hilfe von Grobmaschenverfahren durchgeführt werden. Dabei dürfen über jeweils ein Brennelement gemittelte Weniggruppenkonstanten verwendet werden.

(2) Während für die Brennelement-Einsatzplanung häufig 2D-Rechnungen ausreichen, ist für andere Aufgaben, bei denen axiale Flußverteilungen und Flußumverteilungen eine Rolle spielen, eine 3D-Darstellung erforderlich.

(3) Die Ergebnisse einer Reaktorkernberechnung mit homogener Darstellung der Brennelemente reichen für viele Anwendungen aus, zum Beispiel für die Berechnung des Multiplikationsfaktors k_{eff} , für die Beurteilung der globalen Leistungsverteilung, für die Berechnung von gemittelten Brennelementabbränden. Für andere Fragestellungen ist jedoch eine höhere räumliche Auflösung bis hin zur Darstellung einzelner Brennstäbe erforderlich. Dies gilt mindestens für die Bestimmung der maximalen Leistungsdichte und des maximalen lokalen Abbrands im Brennelement, für die Bestimmung des minimalen

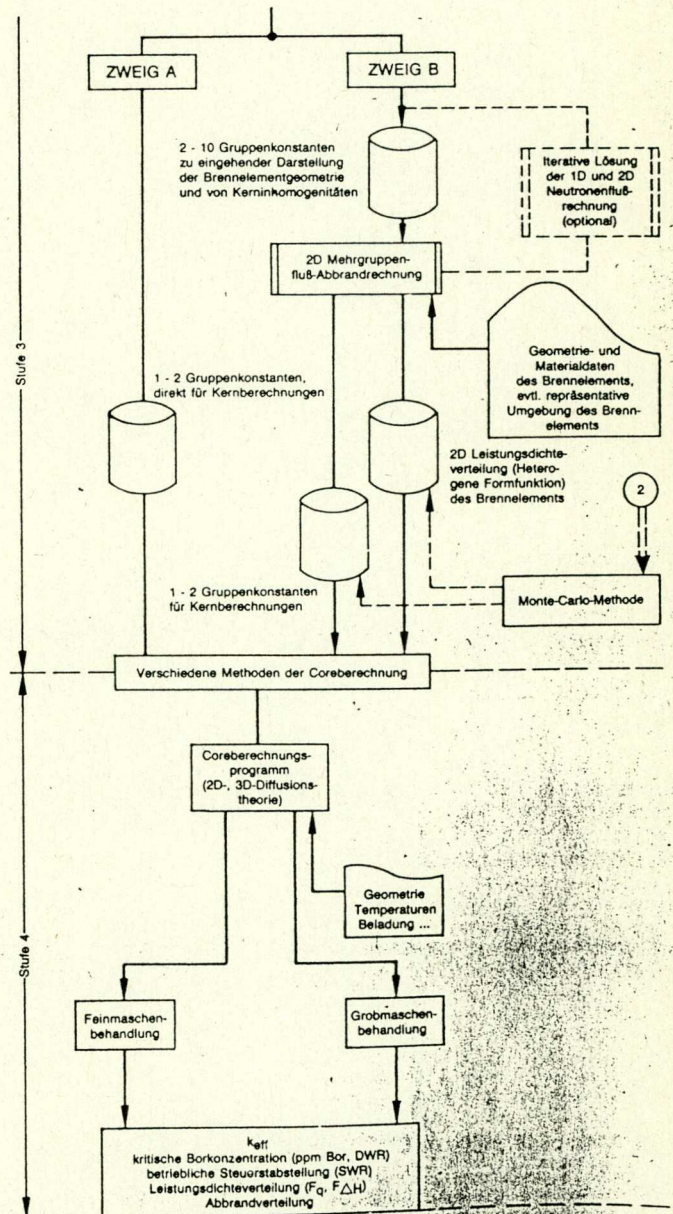
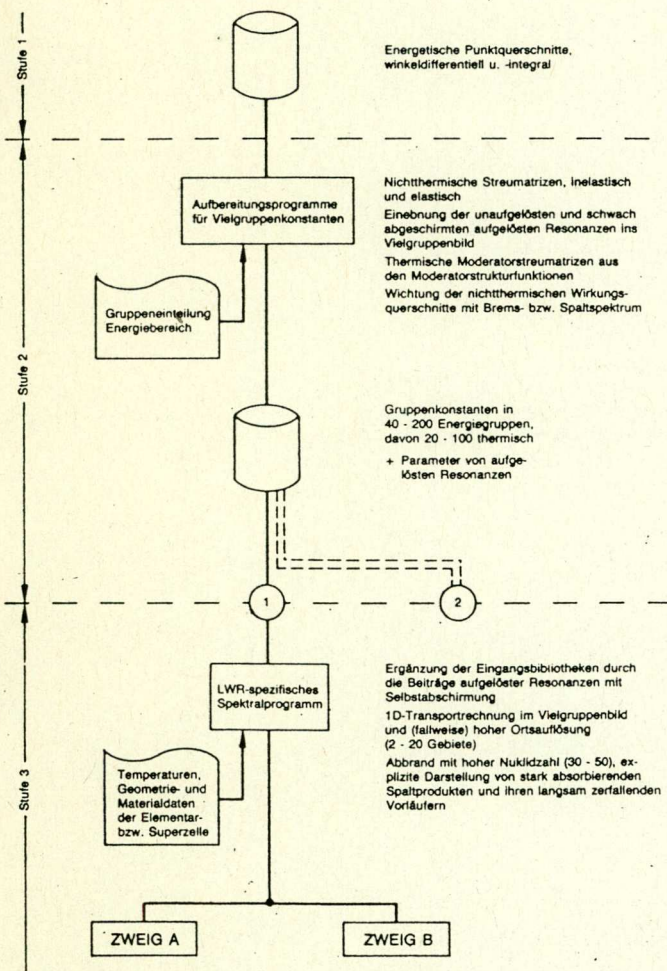


Bild A-1: Ablauf der nuklearen Kernberechnung

DNB-Verhältnisses im Reaktorkern und für die Berechnung von Detektorsignalen der Kerninstrumentierung. Für diese Anwendungen ist es notwendig, die mikroskopischen Verteilungen des Neutronenflusses und der lokalen Leistungsverteilung im ganzen Reaktorkern zu kennen. Ein Hilfsmittel für die Ermittlung der mikroskopischen Verteilungen sind die sogenannten Brennelement-Formfunktionen. Eine Brennelement-Formfunktion wird aus der 2D-Mehrgruppen-Fluß-Abbrandrechnung der Stufe 3 gewonnen und dem Ergebnis der Grobmaschenrechnung (Stufe 4) aufmoduliert.

Hinweis:

Zur Ermittlung der Brennelement-Formfunktion denkt man sich das Brennelement in eine, für seine Situation im Reaktorkern typische, Umgebung eingebettet. Dadurch werden repräsentative Randbedingungen für die spektrale Zusammensetzung des Neutronenflusses erzeugt. Häufig wird es genügen, das Brennelement unter Symmetrierandbedingungen zu betrachten.

(4) Statt der Vorgehensweise nach Absatz 3 kann die Feinmaschenmethode mit der über Elementarzellen gemittelten Weniggruppenkonstanten Verwendung finden. Wenn dafür jedoch auf eine dreidimensionale Darstellung des Reaktorkerns verzichtet werden muß, so ist der Einfluß des Separationsproblems auf die Ergebnisse zu diskutieren.

(5) Bei der Ermittlung lokaler Leistungsdichteverteilungen ist sowohl für die Grobmaschenmethode als auch für die Feinmaschenmethode im Sinne der in Abschnitt 6.3 dargestellten Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit zu fordern, daß die Reaktionsraten der einzelnen Brennstäbe in ausgesuchten typischen Kernbereichen und Umgebungen anhand von einer qualifizierten Referenzlösung überprüft oder konservativ abgeschätzt werden. Analoge Nachweise sind für die Leistungsdichteverteilung in Brennelementen, die an den Reflektor angrenzen, zu erbringen.

Anhang B

Bestimmungen, auf die in dieser Regel verwiesen wird
(Verwiesene Bestimmungen gelten nur in der in diesem Anhang angegebenen Fassung)

KTA 3101.1	(2/80)	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 1: Grundsätze der Thermohydraulischen Auslegung
KTA 3103	(3/84)	Abschaltsysteme von Leichtwasserreaktoren
KTA 3501	(6/85)	Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems

SICHERHEITSTECHNISCHE REGEL DES KTA

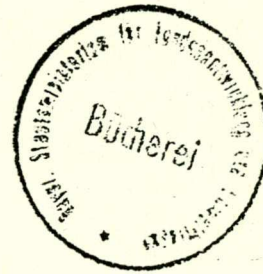
Fassung
2/80

Auslegung der Reaktorkerne
von Druck- und Siedewasserreaktoren
Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung

KTA 3101.1

Inhalt

- Vorbemerkung
- 1 Anwendungsbereich
- 2 Begriffe
- 3 Allgemeine Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen
- 4 Spezielle Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen
 - 4.1 Auslegungsleistungsverteilung
 - 4.2 Durchsatzverteilung im Reaktorkern
 - 4.3 Druckdifferenzen im Reaktorkern
 - 4.4 Brennelementniederhaltung (DWR), Brennelementkästen (SWR)
 - 4.5 Wärmeübertragung an das Kühlmittel
 - 4.6 Angrenzende Systeme und Komponenten
- 5 Anforderungen an Versuche und daraus abgeleitete empirische Korrelationen
 - 5.1 Allgemeine Anforderungen
 - 5.2 Korrelationen zur Bestimmung kritischer Siedezustände



KERNTÉCHNISCHER AUSSCHUSS (KTA)

Vorbemerkung

Dieser Teil 1 der Regel KTA 3101 behandelt die Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren. Zur Regel KTA 3101 gehören als weitere Teile:

Teil 2: Nukleare Auslegung (in Vorbereitung)

Teil 3: Mechanische und thermische Auslegung (in Vorbereitung)

1 Anwendungsbereich

Diese Regel gilt für ortsfeste Kernkraftwerke mit Druck- oder Siedewasserreaktoren. Sie behandelt die Anforderungen, die an die thermohydraulische Auslegung des Reaktorkerns für den bestimmungsgemäßen Betrieb sowie an die dazu erforderlichen Versuche zu stellen sind, und weist auf Zusatzanforderungen aus Störfallanalysen hin. Zum Reaktorkern gehören: Brennelemente, Brennelementkästen (SWR), Steuerelemente, festeingebaute Absorberelemente, Kerninstrumentierung, Neutronenquellen und Drosselemente.

Anforderungen an die nukleare, mechanische und thermische Auslegung des Reaktorkerns aus Störfallanalysen und daraus folgende spezielle Auslegungsanforderungen an Primärkreis Komponenten, Regelsysteme, Schutzsysteme, Zustands- und Schutzbegrenzungssysteme und Instrumentierungseinrichtungen sowie zugehörige Maßnahmen und Analysen sind nicht Bestandteil dieser Regel.

2 Begriffe

2.1 Ausgleichsleistungsverteilung

Eine Auslegungsleistungsverteilung ist eine Modellverteilung, die als Basis zur Reaktorkernberechnung dient und dadurch gekennzeichnet ist, daß sie die im Normalbetrieb erwarteten Leistungsdichteverteilungen abdeckt.

2.2 Austrocknen einer Heizfläche

Das Austrocknen einer Heizfläche ist das teilweise oder vollständige Verschwinden des benetzenden Flüssigkeitsfilms auf einer beheizten Oberfläche.

2.3 Brennelement

Das Brennelement ist ein Spaltstoff enthaltendes Bauteil, das beim Laden und Entladen eines Reaktors eine Einheit bildet.

Hinweis:

Beim Siedewasserreaktor werden Brennelement mit zugehörigem Brennelementkasten gemeinsam be- und entladen.

2.4 Brennelement, stärkstbelastetes

Das stärkstbelastete Brennelement ist das Brennelement, das hinsichtlich einer Eigenschaft den geringsten Abstand zur zugehörigen technologischen Grenze besitzt.

2.5 Brennstab

Der Brennstab ist ein beidseitig verschlossenes, mit Kernbrennstoff gefülltes Metallrohr.

2.6 Brennstabgruppe

Die Brennstabgruppe ist der Teil eines Brennelements, der als kleinste Einheit der Auslegung zugrunde gelegt wird.

2.7 Dampfmassenanteil, kritischer

Der kritische Dampfmassenanteil ist der Dampfmassenanteil, bei dem das Austrocknen der Heizfläche einsetzt.

2.8 Filmsieden

Filmsieden ist der Siedevorgang, bei dem sich zwischen dem Brennstabhüllrohr und der kühlenden Flüssigkeit ein stabiler Dampffilm befindet.

2.9 Grenze, technologische

Eine technologische Grenze ist der Wert einer physikalischen Größe, die zur Beschreibung jenes Zustands von Komponenten, Systemen oder darin enthaltenen Medien benutzt wird, bei dessen Überschreiten ein Versagen der betrachteten Komponente oder des betrachteten Systems nicht mehr auszuschließen ist.

2.10 Korrelation zur Beschreibung kritischer Siedezustände

Die Korrelation zur Beschreibung kritischer Siedezustände gibt die Abhängigkeit der kritischen Wärmestromdichte oder des kritischen Dampfmassenanteils von den Eigenschaften der Kühlmittelströmung und der Geometrie des Kühlkanals an.

2.11 Kühlkanal

Ein Kühlkanal ist die Anordnung, die die Brennstabgruppe, das anteilige Kühlmedium und die anteiligen Einrichtungen zur Strömungsführung umfaßt.

2.12 Leistungsformfaktor

Der Leistungsformfaktor für eine Stelle im Reaktorkern ist das Verhältnis aus Leistungsdichte an dieser Stelle zur mittleren Leistungsdichte im Reaktorkern oder Teilbereichen des Reaktorkerns.

Hinweis:

Leistungsformfaktoren können auch durch Verhältnisbildung von Stablängenleistung, Wärmestromdichte oder Aufwärmspanne gebildet werden.

2.13 Siedezustand, kritischer

Ein kritischer Siedezustand liegt sowohl bei Einsetzen des Filmsiedens als auch bei Einsetzen des Austrocknens der Heizflächen vor.

2.14 Übergangssieden

Das Übergangssieden ist ein instabiler Wärmeübergangsvorgang, bei dem entweder Blasensieden und Filmsieden oder Austrocknen und Wiederbenetzen der Heizfläche abwechseln.

2.15 Wärmestromdichte, kritische

Die kritische Wärmestromdichte ist die Wärmestromdichte, bei der Filmsieden einsetzt.

3 Allgemeine Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen

Im Reaktorkern sind Brennelementgeometrie und Strömungsführung des Kühlmittels so festzulegen, daß Reaktivitätskontrolle, zum Beispiel Abschaltfähigkeit, und Kernkühlung sowohl bei bestimmungsgemäßem Betrieb als auch bei Störfällen sichergestellt sind.

Um beim bestimmungsgemäßen Betrieb die Integrität der Brennstäbe, deren Hüllrohre als Barriere für radioaktive Stoffe dienen, zu erhalten, sind aus thermohydraulischer Sicht folgende Anforderungen zu erfüllen:

— Vermeidung von Brennstoffschmelzen und

— entweder

— — Vermeidung kritischer Siedezustände oder

— — eine Begrenzung der auftretenden Temperaturen der Brennstabhüllrohre auf solche Werte, daß die werkstofftechnischen Auslegungsgrenzen der Brennstäbe nicht überschritten werden.

Dazu sind Leistungsdichteverteilung, Durchsatz durch den Reaktorkern, Durchsatzverteilung, Eintrittstemperatur und Systemdruck so zu bemessen, daß innerhalb des durch Reaktorschutz, Zustands- und Schutzbegrenzungen, Regelungen und Betriebsanweisungen festgelegten Betriebsbereiches der Reaktoranlage die entsprechenden technologischen Grenzen nicht überschritten werden.

Für die Komponenten des Reaktorkerns ist eine Kühlung derart vorzusehen, daß an keiner Stelle Temperaturen auftreten, die die Eigenschaften der eingesetzten Werkstoffe unzulässig verändern.

Anforderungen, die sich aus Störfallbetrachtungen für die Auslegung des Reaktorkerns ergeben, sind ebenfalls zu erfüllen. Der notwendige Vorhalt für die Abdeckung der Auswirkungen von anzunehmenden Störfällen muß durch zusätzliche Sicherheiten und durch im Vergleich zum bestimmungsgemäßen Betrieb weitergehende Anforderungen an die Auslegung der Primärkreis-komponenten, Regelsysteme, Schutzsysteme, Zustands- und Schutzbegrenzungssysteme und Instrumentierungseinrichtungen (siehe Abschnitt 4.6) sichergestellt werden.

Der Reaktorkern muß so ausgelegt werden, daß er im Zusammenspiel mit dem neutronenphysikalischen Kernverhalten, der Dynamik des Kühlmittelkreislaufs und den Überwachungseinrichtungen im Normalbetrieb thermohydraulisch stabil betrieben werden kann.

Die systematischen Anteile der Schwankungen von Prozeßvariablen müssen in vollem Umfang erfaßt werden, während nicht-systematische Anteile, die ihre Ursache in Fertigungs-, Meß- oder Verfahrenstoleranzen haben, voneinander unabhängig entweder gemäß ihrem statistischen Gewicht oder wie systematische Anteile zu erfassen sind.

Bei der thermohydraulischen Auslegung des Reaktorkerns sind die in Bild 3—1 dargestellten Zusammenhänge zu beachten.

Hinweis:

Bild 3—1 zeigt, wie die Ausgangsinformationen mit den wesentlichen Ergebnissen der thermohydraulischen Kernausslegung verknüpft sind. Bei den Anforderungen an andere Systeme und Komponenten kommt durch wechselseitige Pfeilung im Bild zum Ausdruck, daß die Absätze zu den technologischen Grenzen sowie Ausmaß und Redundanz von Instrumentierungs- und Überwachungseinrichtungen wechselseitig voneinander abhängen.

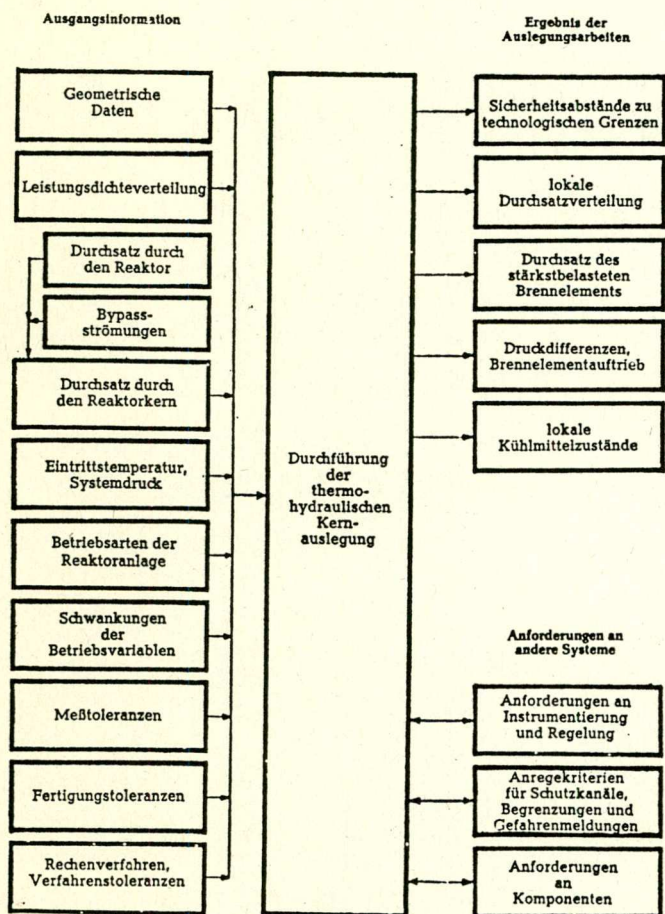


Bild 3—1: Zusammenhänge bei der thermohydraulischen Auslegung von Reaktorkernen

Bei der thermohydraulischen Auslegung des Reaktorkerns sind nach Bild 3—1, ausgehend von

- geometrischen Daten der Brennelemente und der übrigen Kerneinbauten,
 - Leistungsdichteverteilung,
 - Durchsatz durch den Reaktorkern,
 - Systemdruck und
 - Eintrittstemperatur
- zum Beispiel die folgenden Größen zu ermitteln (vergleiche allgemein Bild 3—1, bezogen auf den Kühlkanal speziell Bild 4—1):
- Durchsatzverteilung,
 - Druckdifferenzen,
 - Dampfmassenanteile und -volumenanteile,
 - Wärmestromdichte an der äußeren Hüllrohroberfläche,
 - Hüllrohrtemperatur,
 - Dichte des Kühlmittels und
 - Enthalpie des Kühlmittels.

4 Spezielle Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen

4.1 Auslegungsleistungsverteilung

Die thermohydraulische Auslegungsleistungsverteilung ist zu ermitteln. Dazu müssen entweder

- dreidimensionale Leistungsdichteverteilungen oder
- vereinfacht radiale Leistungsformfaktoren einschließlich der zugehörigen axialen Verteilungen benutzt werden.

Die Auslegungsleistungsverteilung soll folgende Einflüsse umfassen:

- Anreicherung,
- Abbrand,
- Temperatur im Brennstoff,
- Xenon,
- Temperatur und Dampfblasen im Kühlmittel,
- Steuerelemente,
- sonstige Absorber,
- Strukturmaterial.

4.2 Durchsatzverteilung im Reaktorkern

4.2.1 Allgemeines

Durchsatzverteilung vor Kerneintritt, Durchsatz durch den Reaktorkern, Kerneintritt, unterschiedliche Beheizung und Kühlmitteldurchmischung im Reaktorkern sind mit ihrer Wirkung auf die Durchsatzverteilung im Reaktorkern zu bestimmen.

Hinweis:

Die Ungleichförmigkeit der Kühlmittelzuführung an den Eintrittsstutzen (DWR) oder durch die Umwälzpumpen (SWR) wird durch hydraulische Ausgleichsstrecken und Vorwiderstände bis zum Kerneintritt abgebaut. Die weitere Vergleichmäßigung der Strömung hängt ab von der Gestaltung des Reaktorkerns, wie zum Beispiel offener Reaktorkern oder geschlossene parallele Kühlkanäle, und von den nachfolgenden hydraulischen Widerständen im Reaktorkern, wie Eintrittsdrosseln, Stabreibung, Abstandshaltergitter.

Der unterschiedliche Kühlmittelzufluß, die unterschiedliche Beheizung auf Grund der nuklearen Leistungsdichteverteilung und die gegebenenfalls durch die Abstandshalterkonstruktion verstärkte Turbulenz der Strömung bestimmen im Brennelement die lokalen Kühlmitteltemperaturen und Dampfmassenanteile, die über die Stoffwerte des Kühlmittels auf die lokalen Kühlmitteldurchsätze zurückwirken.

4.2.2 Durchsatzverteilung vor Kerneintritt

In die Ermittlung der Durchsatzverteilung vor Kerneintritt sind alle hydraulischen Vorwiderstände einzubeziehen, die die Durchsatzverteilung beeinflussen.

4.2.3 Durchsatz durch den Reaktorkern

Der Durchsatz durch den Reaktorkern ist aufzuschlüsseln nach dem Anteil, der aktiv zur Kühlung der Brennelemente beiträgt, und dem Anteil, der durch Bauspiele oder Öffnungen in Reaktordruckbehälter- und Kerneinbauten abfließt und gegebenenfalls zur Kühlung anderer Reaktordruckbehälter- und Kerneinbauten benutzt wird. Die Verteilung des Durchsatzes im Reaktorkern ist hinsichtlich der auftretenden minimalen, mittleren und maximalen Durchsätze durch die Kühlkanäle auszuwerten. Bei Angaben des Durchsatzes sind die zugehörigen Zustandsgrößen des Kühlmittels anzugeben.

4.2.4 Durchsatz durch Brennelemente oder Brennstabgruppen

In die Analyse des Durchsatzes durch einzelne Brennelemente oder Brennstabgruppen sind neben der Reaktorkerngeometrie alle hydraulischen Rückwirkungen durch vor- und nachgeschaltete Reaktordruckbehälter- und Kerneinbauten einzubeziehen.

Hinweis:

Darunter werden verstanden Kühlmittelzufuhr zum Brennelement, Bemessung von Eintrittsblenden, Reibungs- und Verteilungseinflüsse durch Brennstäbe, Abstandshalter und gegebenenfalls Brennelementkästen sowie die Abströmverhältnisse am Brennelementaustritt.

4.2.5 Kühlmittelverdrängung infolge unterschiedlicher Aufheizung

Die Beeinflussung des lokalen Kühlmitteldurchsatzes durch räumlich unterschiedliche Kühlmitteldichte (einschließlich Dampfvolumenteil) ist, sowohl bereichsweise im Reaktorkern, als auch lokal im Brennelement, zu ermitteln.

4.2.6 Querdurchmischung des Kühlmittels

Wird der Abbau von lokalen Überhöhungen der Aufheizung im Brennelement durch Querdurchmischung von Kühlmittel in Rechnung gestellt, muß eine experimentelle Überprüfung der Ansätze erfolgen.

Druckdifferenzen im Reaktorkern

Ermittlung der Druckdifferenzen im Reaktorkern unter Berücksichtigung der Einflüsse durch:

— Brennelementfuß (gegebenenfalls Eintrittsblending),

— Reibung,

— Änderung der Geschwindigkeit,

— statische Höhendifferenzen,

— Abstandshalter,

— Brennelementkopf.

Zeitig sind die zugehörigen Durchsätze durch das Brennelement und die Kühlmittelzustände anzugeben.

Bei Kerneinbauten von Wasser-Dampfgemischen, die durchströmt sind, sind die dabei auftretenden, gegenüber Einströmung veränderten Druckdifferenzen in analoger Weise zu behandeln.

Hinsichtlich der Durchsätze sind die Aussagen in Abschnitt 4.2 und hinsichtlich der Behandlung von experimentellen Unterlagen die in Abschnitt 5 maßgebend.

— Brennelementniederhaltung (DWR),
— Brennelementkästen (SWR)

Bei Auslegung der Brennelementniederhaltungen und Brennelementkästen sind die Belastungen anzusetzen, die aus den maximalen Druckdifferenzen (je nach Erforderlichkeit unter Verwendung der maximalen Durchsätze der Brennelemente oder der maximalen Zweinmultiplikatoren) ergeben. Die Niederhaltung des Reaktorkerns muß die Kräfte beherrschen, die sich aus mittleren Druckdifferenz zwischen Ein- und Austritt in Brennelementen bei maximalem Durchsatz durch den Reaktorkern ergeben.

4.5 Wärmeübertragung an das Kühlmittel

4.5.1 Untersuchungsumfang

Der Nachweis, daß die technologischen Grenzen im Reaktorkern nicht überschritten werden, muß sich mindestens auf die stärkstbelasteten Brennelemente oder die stärkstbelasteten Brennstabgruppen im Reaktorkern erstrecken.

In die zum Nachweis notwendigen Analysen gehen — wie in Bild 4—1 dargestellt — neben den Anforderungen an die Ermittlung der Leistungsdichteverteilung des Durchsatzes durch den Reaktorkern und der Druckdifferenzen folgende Einflüsse ein:

- Betriebsschwankungen der Prozeßvariablen,
- Meßtoleranzen der Prozeßvariablen,
- Fertigungstoleranzen,
- Toleranzen der Rechenverfahren.

Die zur wärmetechnischen Auslegung benutzten Rechenverfahren sollen die in Bild 4—1 dargestellten Sachverhalte umfassen.

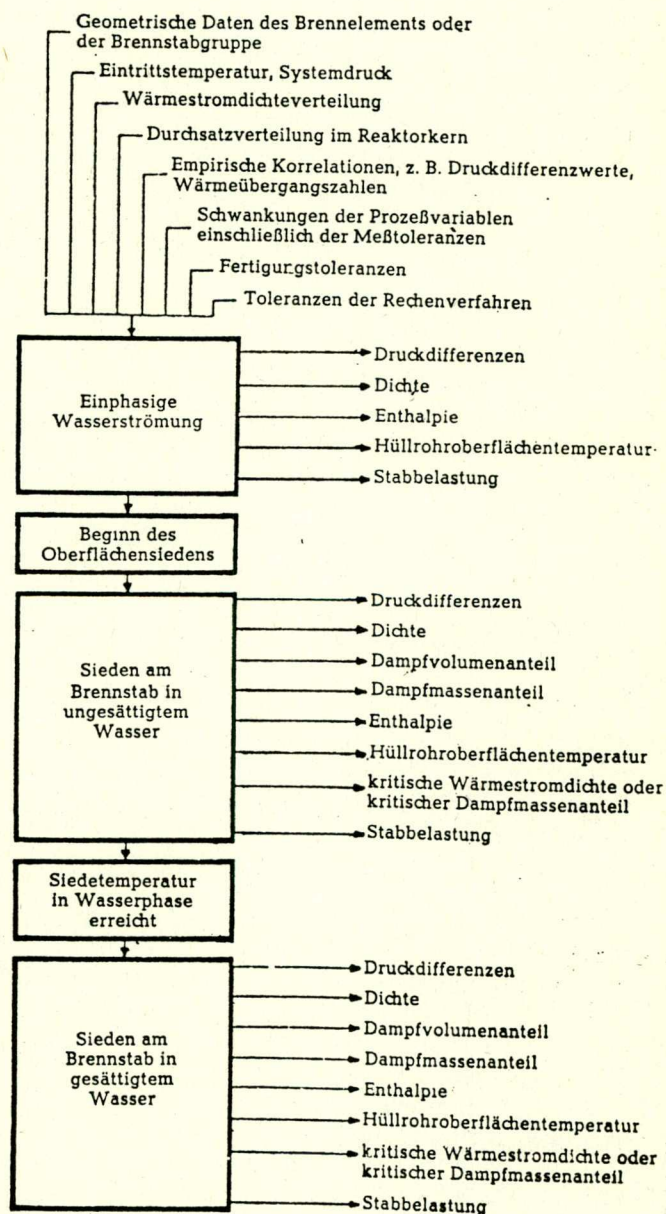


Bild 4—1: Anforderungen an die Behandlung der Wärmeübertragung an das Kühlmittel in Reaktorkernen von Druck- und Siedewasserreaktoren

4.5.2 Betriebsschwankungen und Meßtoleranzen der Prozeßvariablen

Die Betriebsschwankungen der Prozeßvariablen sind einschließlich der zugehörigen Meßtoleranzen zu bestimmen. Dabei müssen systematische Anteile in vollem Umfang erfaßt werden, während nicht-systematische Anteile, die ihre Ursache in Meß- und Regeltoleranzen haben, voneinander unabhängig entweder entsprechend ihrem statistischen Gewicht oder wie systematische Anteile zu erfassen sind.

4.5.3 Fertigungstoleranzen

Die Fertigungstoleranzen gehen entweder als Eingangsgrößen im Rechenverfahren oder als Zuschläge zum Ergebnis ein. Im einzelnen sind folgende Einflüsse abzudecken:

- geometrische Toleranzen im Reaktorkern,
- Brennstofftoleranzen bezüglich Dichte und Anreicherung.

Dabei müssen systematische Anteile in vollem Umfang erfaßt werden, während nicht-systematische Anteile voneinander unabhängig entweder entsprechend ihrem statistischen Gewicht oder wie systematische Anteile zu erfassen sind.

4.5.4 Toleranzen der Rechenverfahren und -programme

Die Toleranzen der verwendeten Rechenverfahren und -programme sind zu begründen. Versuchsergebnisse in Form von Korrelationen und Tabellen sind gemäß den Anforderungen nach Abschnitt 5 zu verwenden. Bei der Übertragung von Versuchsergebnissen auf die Reaktoranlage und bei der Auswertung von Versuchen sind — soweit sinnvoll — die gleichen Methoden, Rechenverfahren und -programme zu verwenden.

Die benutzten Rechenverfahren und -programme sind hinsichtlich ihrer physikalischen Grundlagen und ihres programmtechnischen Aufbaus zu dokumentieren.

4.6 Angrenzende Systeme und Komponenten

4.6.1 Gesamtdurchsatz und Auslegung der Kühlmittelpumpen

Der der Auslegung der Kühlmittelpumpen zugrunde zu legende Gesamtdurchsatz umfaßt den Durchsatz durch den Reaktorkern nach Abschnitt 4.2.3 sowie die Bypass-Durchsätze, die sich aus der Gestaltung und Kühlung der Einbauten im Reaktordruckbehälter ergeben.

Die der Auslegung der Kühlmittelpumpen zugrunde zu legende Förderhöhe setzt sich neben den in Abschnitt 4.3 genannten Kerndruckdifferenzen aus den Druckdifferenzen der anderen Komponenten des Strömungspfad zusammen.

Die Drehmassen der Pumpenläufer einschließlich notwendiger Zusatzdrehmassen sind so zu bemessen, daß beim Auslaufen der Kühlmittelpumpen die Anforderungen nach Abschnitt 3 eingehalten werden.

4.6.2 Schutz des Reaktorkerns vor unzulässigen Betriebszuständen und notwendige Instrumentierung

Durch die Überwachung der Sicherheitsvariablen muß sichergestellt sein, daß die Betriebszustände der Anlage im bestimmungsgemäßen Betrieb die technologischen Grenzen nicht überschreiten (siehe Abschnitt 3). Die technologischen Grenzen sind durch den Reaktorschutz und, falls notwendig, durch vorgelagerte Begrenzungen und Gefahrenmeldungen zu überwachen. Die Zusammenhänge sind in Bild 4—2 dargestellt.

Neben den Meßtoleranzen A_1 , A_2 , A_3 sind bei der Festlegung der Grenzwerte der Grenzsignalgeber der zu überwachenden Sicherheitsvariablen Sicherheitsabstände B einzuhalten. Ihre Größe ergibt sich aus dem Überschwingen der Prozeßvariablen bei Transienten, aus dem Umfang der meßtechnischen Erfassung der Prozeßvariablen und aus der Genauigkeit der zur Beschreibung der technologischen Grenzen benutzten empirischen Korrelationen, Methoden, Meßverfahren und Fertigungstoleranzen. Folgende physikalische Größen sind vorrangig zu ermitteln:

- Integrale Anlagenleistung,
- Durchsatz durch den Reaktor,

- Systemdruck,
- Kühlmitteltemperatur,
- Wasserstand im Reaktordruckbehälter (SWR) und Druckhalter (DWR),
- Speisewasserdurchsatz,
- Frischdampfdurchsatz,
- Sekundärdruck (DWR).

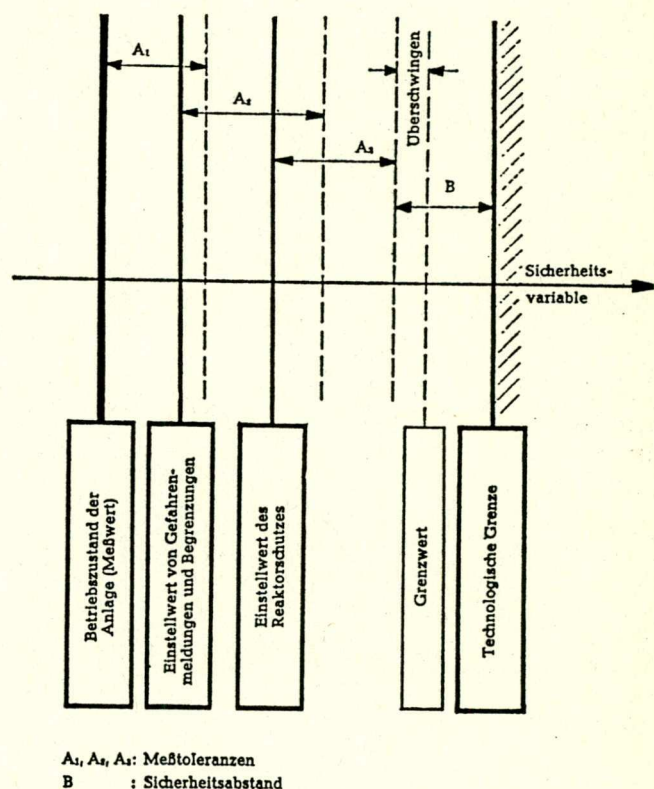


Bild 4—2: Verarbeitung einer im Reaktorschutz und in Begrenzungseinrichtungen verwendeten Sicherheitsvariablen

5 Anforderungen an Versuche und daraus abgeleitete empirische Korrelationen

5.1 Allgemeine Anforderungen

Ergebnisse von Versuchen sind entweder direkt oder zusammengefaßt in empirischen Korrelationen oder Tabellen anzuwenden. Im folgenden werden die Anforderungen an Versuche und Korrelationen oder Tabellen festgelegt.

Hinweis:

Nicht alle Methoden, die man zur thermohydraulischen Auslegung der Reaktorkerne heranzieht, lassen sich an der Reaktoranlage verifizieren. Daher werden bei vielen Fragestellungen entweder Versuche in geeigneten Nachbildungen der Originalverhältnisse des Reaktors durchgeführt oder experimentelle Ergebnisse, die in der Literatur beschrieben sind, sinngemäß auf die Bedingungen im Reaktorkern übertragen.

Der experimentelle Nachweis der Zulässigkeit der benutzten Methoden kann je nach Problemstellung in folgenden Nachweisebenen vollzogen werden:

- (1) Einfache Modelle, die der Literatur entnommen sind und die dort eine experimentelle Absicherung besitzen.
- (2) Kombinationen von einfachen Modellen nach (1).

- (3) Meßtechnische Erfassung des Komponentenverhaltens an Originalbauteilen oder an Nachbildungen von Originalbauteilen im verkleinerten oder vergrößerten Maßstab.
- (4) Meßtechnische Erfassung der Prozeßvariablen an der ausgeführten Reaktoranlage.

Die Versuche sollen den Betriebsbereich der Reaktoranlage hinsichtlich der in der Korrelation oder der Tabelle verwendeten Parameter überdecken. In Fällen, wo eine Nachbildung der originalen Reaktorbedingungen nicht erfolgt ist, zum Beispiel der Geometrie eines Bündels bei Rohrversuchen, muß die Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse auf Reaktorverhältnisse begründet werden.

Bei der Anwendung von Korrelationen und Tabellen sind die durch die Experimente vorgegebenen Parametergrenzen einzuhalten. Falls in Ausnahmefällen Extrapolationen erforderlich werden, muß ihre Zulässigkeit begründet werden.

Die systematischen und statistischen Fehler von Korrelationen und Tabellen physikalischer Zusammenhänge sind zu ermitteln. Sie gehen entweder unmittelbar oder durch Zuschläge in die Auslegung ein.

Versuchsaufbau, Versuchsdurchführung, Versuchsergebnisse, Datenaufbereitung, Auswertung der Versuche ein-

schließlich Fehleranalyse und Herleitung der Korrelationen und Tabellen sowie die benutzten Programme sind zu dokumentieren.

- 5.2 Korrelationen zur Bestimmung kritischer Siedezustände
Um die in Abschnitt 3 angegebenen Anforderungen zu erfüllen, sind an Korrelationen zur Darstellung kritischer Siedezustände neben Abschnitt 5.1 die folgenden Bedingungen zu knüpfen.

Die experimentelle Bestimmung der kritischen Wärmestromdichte oder des kritischen Dampfmassenanteils darf in Bündel- oder Rohrversuchen (siehe Abschnitt 5.1) erfolgen. Werden Modellfluide benutzt, so ist die zuverlässige Übertragung der Ergebnisse auf Wasser nachzuweisen.

Für Betriebszustände, bei denen der kritische Siedezustand ausgeschlossen werden soll, ist der minimal zulässige Abstand zum kritischen Siedezustand so festzulegen, daß mit einer Wahrscheinlichkeit von 95% mindestens 95% der betroffenen Brennstäbe vor Filmsieden oder Austrocknen geschützt sind.

Dies darf auch durch eine gleichwertige Festlegung von Grenzkurven oder die unmittelbare Verwendung der Versuchsdaten erreicht werden.