

KTA 3101.1**Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren****Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung****Vorbemerkung**

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) beabsichtigt, die zurzeit in der Fassung 1980-02 vorliegende Regel KTA 3101.1 zu ändern. Der Entwurf dieser Änderung wird hiermit der Öffentlichkeit zur Prüfung und Stellungnahme vorgelegt, damit er erforderlichenfalls verbessert werden kann. Es wird darauf hingewiesen, dass die endgültige Fassung von dem vorliegenden Entwurf abweichen kann.

**Änderungsvorschläge sind innerhalb einer Frist von drei Monaten,
beginnend am 1. Januar 2012,**

bei der Geschäftsstelle des Kerntechnischen Ausschusses beim Bundesamt für Strahlenschutz, Postfach 10 01 49, 38201 Salzgitter, einzureichen.

Frühere Fassungen dieser Regel: 1980-02 (BAnz. Nr. 92 vom 20. Mai 1980)

Änderungsentwurf**Inhalt**

	Seite
Grundlagen	3
1 Anwendungsbereich	3
2 Begriffe	3
2.1 Allgemeine Begriffe	3
2.2 DWR-spezifische Begriffe	4
2.3 SWR-spezifische Begriffe	4
3 Sicherheitstechnische Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen	4
3.1 Allgemeines	4
3.2 Sicherheitsebene 1	5
3.3 Sicherheitsebene 2	5
3.4 Sicherheitsebene 3	5
3.5 Sicherheitsebene 4a (sehr seltene zu betrachtende postulierte Ereignisse; hier nur ATWS)	6
4 Anforderungen an die Methoden für die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen	6
4.1 Wesentliche Zusammenhänge der thermohydraulischen Auslegung von Reaktorkernen mit anderen Analysebereichen	6
4.2 Gekoppelte Analysen	7
4.3 Berücksichtigung von Unsicherheiten in der Kernauslegung	7
4.4 Vereinfachungen und Näherungen	9
4.5 Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit	9
5 Spezielle Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen	9
5.1 Stabilität beim SWR	9
5.2 Kompatibilität	10
5.3 Ausgangsleistungsverteilung	10
5.4 Durchsatzverteilung im Reaktorkern	10

5.5	Druckdifferenzen im Reaktorkern.....	10
5.6	Resultierende Kräfte im Reaktorkern	11
5.7	Wärmeübertragung an das Kühlmittel.....	11
5.8	Angrenzende Systeme und Komponenten.....	11
6	Anforderungen an empirische Korrelationen.....	13
6.1	Allgemeines	13
6.2	Experimentelle Grundlagen.....	13
6.3	Entwicklung von Korrelationen.....	13
6.4	Festlegung des Gültigkeitsbereichs	13
6.5	Validierung.....	13
Anhang A	Repräsentative Ereignisse für die Kernausslegung.....	14
Anhang B	Bestimmungen, auf die in dieser Regel verwiesen wird.....	18
	Dokumentationsunterlage zur Regeländerung	19

Grundlagen

(1) Die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) 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 Absatz 2 Nr. 3 Atomgesetz - AtG), um die im AtG und in der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) festgelegten sowie in den „Sicherheitskriterien“ und den „Störfall-Leitlinien“ weiter konkretisierten Schutzziele zu erreichen.

(2) Aufgabe der Regelreihe KTA 3101 ist es, Festlegungen zur Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren zu treffen. Zur Regel KTA 3101 gehören drei Teile:

Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung

Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme

Teil 3: Mechanische und thermische Auslegung (in Vorbereitung)

(3) In diesem Teil 1 der Regelreihe 3101 wird die erforderliche Vorsorge gemäß (1) für Kernkraftwerke bezogen auf die thermohydraulische Auslegung des Reaktorkerns konkretisiert. Gemäß den „Sicherheitskriterien“, Kriterium 3.1 „Reaktorauslegung“ muss der Reaktorkern so ausgelegt, hergestellt und betrieben werden, dass die Einhaltung der jeweils für den bestimmungsgemäßen Betrieb und für Störfälle spezifizierten Grenzwerte für die Belastung der Brennelemente und der übrigen sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile während ihrer gesamten Einsatzzeit gewährleistet ist. Weiterhin müssen gemäß Kriterium 3.3 „Einbauten des Reaktordruckbehälters“ die Reaktordruckbehälter-Einbauten so beschaffen und angeordnet sein, dass im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen eine ausreichende Wärmeabfuhr gewährleistet ist.

1 Anwendungsbereich

(1) Diese Regel ist anzuwenden auf ortsfeste Kernkraftwerke mit leichtwassermodierten Druck- oder Siedewasserreaktoren. Sie behandelt die thermohydraulischen Anforderungen, die an die Auslegung und an den Betrieb des Reaktorkerns sowie an die dazu erforderlichen Versuche zu stellen sind. Im Sinne dieser Regel gehören zum Reaktorkern: Brennelemente, Brennelementkästen (SWR), Steuerelemente, Absorberelemente, Kerninstrumentierung, Neutronenquellen und Drossel-elemente.

(2) Anforderungen an angrenzende Systeme werden insoweit behandelt, als sie aufgrund der thermohydraulischen Auslegung und des Betriebs des Reaktorkerns gestellt werden müssen.

(3) Anforderungen an Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen und daraus resultierende Auslegungsanforderungen sind nicht Bestandteil dieser Regel.

(4) Die sicherheitstechnische Auslegung im Nichtleistungsbetrieb bei offenem Primärkreis (DWR) oder beim offenen Wasser-Dampf-Kreislauf (SWR) ist nicht Bestandteil dieser Regel.

Hinweis:

Entsprechende Anforderungen sind in KTA 3301 und KTA 3303 festgelegt.

2 Begriffe

2.1 Allgemeine Begriffe

(1) ATWS (Anticipated Transients Without Scram)

Der ATWS ist eine Transiente des anomalen Betriebs mit unterstelltem Versagen der Funktion der Schnellabschaltung.

(2) Ausgangsleistungsverteilung

Ausgangsleistungsverteilungen sind gemessene oder gerechnete Verteilungen, die als Basis zu Transienten- und Störfallanalysen dienen und dadurch gekennzeichnet sind, dass sie für die jeweilige Analyse den ungünstigsten Ausgangszustand darstellen.

(3) Brennstabgruppe

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

(4) Korrelation, empirische

Eine empirische Korrelation beschreibt einen empirisch ermittelten Zusammenhang zwischen physikalischen Größen eines Systems.

(5) Filmsieden

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

(6) 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.

(7) höchstbelastet (Brennstab, Brennelement, Brennstabgruppe)

Der höchstbelastete Brennstab (Brennelement, Brennstabgruppe) ist derjenige, der hinsichtlich einer Eigenschaft den geringsten Abstand zur zugehörigen technologischen Grenze besitzt.

(8) Korrelation zur Beschreibung kritischer Siedezustände

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

(9) Kühlkanal

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

(10) 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.

(11) Nachweiskriterium

Ein Nachweiskriterium ist im Zuge der Nachweisführung als eingehalten nachzuweisendes Kriterium.

(12) Sicherheitsebenen 1 bis 4a

siehe KTA 3103

(13) Siedezustand, kritischer

Ein kritischer Siedezustand liegt sowohl bei Einsetzen des Filmsiedens (departure from nucleate boiling, DNB) als auch bei Einsetzen des Austrocknens der Heizflächen (dryout) vor.

(14) Toleranzgrenze, 95%/95%-

Die 95%/95%-Toleranzgrenze ist ein Wert, der mit einem Vertrauensgrad (statistische Sicherheit) von 95% das 95%-Quantil überschätzt.

Hinweis:

Für die Auslegung oder den sicherheitstechnischen Nachweis ist die Toleranzgrenze entsprechend dem jeweiligen Nachweiskriterium einseitig oder zweiseitig anzuwenden.

(15) Wärmestromdichte, kritische (Critical Heat Flux, CHF)

Die kritische Wärmestromdichte ist die Wärmestromdichte, bei der Filmsieden oder das Austrocknen der Heizfläche einsetzt.

2.2 DWR-spezifische Begriffe**(1) DNBR**

DNBR (DNB-Ratio) ist das Verhältnis der kritischen zur aktuellen Wärmestromdichte.

(2) $DNBR_{min}$

$DNBR_{min}$ ist das minimale Verhältnis der kritischen zur aktuellen Wärmestromdichte.

(3) DNBR-Grenzwert ($DNBR_{Grenz}$)

Der DNBR-Grenzwert ist das minimale DNBR, bei dem Filmsieden mit der 95%/95%-Toleranzgrenze ausgeschlossen werden kann.

(4) $DNBR_0$

$DNBR_0$ ist das im Normalbetrieb minimal zulässige DNBR

Hinweis:

Das $DNBR_0$ wird so festgelegt, dass bei dessen Einhaltung im Normalbetrieb - in Verbindung mit anderen Auslegungsanforderungen - die Einhaltung der sicherheitstechnischen Anforderungen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a nachgewiesen werden kann.

(5) $\Delta DNBR_{trans}$

$\Delta DNBR_{trans}$ ist der erforderliche DNBR-Vorhalt zur Einhaltung von $DNBR_{Grenz}$ in der limitierenden Transiente des anomalen Betriebs (Sicherheitsebene 2).

2.3 SWR-spezifische Begriffe**(1) ASL**

ASL (Abstand zur Siedeübergangsleistung) ist das Verhältnis der Siedeübergangsleistung zur aktuellen Leistung.

(2) Austrocknen einer Heizfläche (Dryout)

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

(3) Dampfmassenanteil, kritischer

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

(4) MASL

MASL (minimaler Abstand zur Siedeübergangsleistung) ist das minimale Verhältnis der Siedeübergangsleistung zur aktuellen Leistung.

(5) $MASL_{100}$

$MASL_{100}$ ist derjenige MASL-Wert, bei dem der Erwartungswert der Anzahl der Brennstäbe, die in den kritischen Siedezustand gehen, kleiner ist als 1 Brennstab des Reaktorkerns.

(6) $MASL_{99,9}$

$MASL_{99,9}$ ist derjenige MASL-Wert, bei dem der Erwartungswert der Anzahl der Brennstäbe, die in den kritischen Siedezustand gehen, kleiner ist als 0,1% der Brennstäbe des Reaktorkerns.

(7) $MASL_{zulässig}$

$MASL_{zulässig}$ ist der im Normalbetrieb minimal zulässige MASL-Wert.

Hinweis:

$MASL_{zulässig}$ wird so festgelegt, dass bei dessen Einhaltung im Normalbetrieb - in Verbindung mit anderen Auslegungsanforderungen - die Einhaltung der sicherheitstechnischen Anforderungen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a nachgewiesen werden kann.

(8) $\Delta MASL_{trans}$

$\Delta MASL_{trans}$ ist der erforderliche MASL-Vorhalt zur Einhaltung von $MASL_{99,9}$ in der limitierenden Transiente des anomalen Betriebs (Sicherheitsebene 2).

(9) Siedelänge

Die Siedelänge ist der Bereich des Brennstabs, an dem Blasensieden auftritt.

(10) Siedeübergangsleistung

Die Siedeübergangsleistung ist die Leistung, bei der das Austrocknen der Heizfläche einsetzt.

Hinweis:

Bei der Siedeübergangsleistung handelt es sich um die Leistung eines Brennelements.

3 Sicherheitstechnische Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen**3.1 Allgemeines**

(1) Die sicherheitstechnischen Anforderungen in dieser Regel gelten für den Normalbetrieb (Sicherheitsebene 1), den anomalen Betrieb (Sicherheitsebene 2), Störfälle (Sicherheitsebene 3) sowie die für diese Regel zu betrachtenden sehr seltenen Ereignisse (ATWS auf Sicherheitsebene 4a). Soweit für die Sicherheitsebenen unterschiedliche Anforderungen zu stellen sind, ist dies angegeben.

(2) Die bei der Reaktorkernauslegung zu betrachtenden Ereignisse und ihre Zuordnung zu den Sicherheitsebenen, sind in Anhang A aufgeführt.

(3) Die Sicherheitsebenen stellen ein gestaffeltes Konzept (defense in depth) dar, bei dem sich der Umfang der jeweils einzuhaltenden Anforderungen an der Ereigniswahrscheinlichkeit orientiert.

(4) In allen Sicherheitsebenen sind auch Anforderungen aus anderen Analysebereichen (z. B. neutronenphysikalische und mechanische Auslegung) und die Vorgaben des übergeordneten Regelwerks zu berücksichtigen.

(5) Im Reaktorkern sind Brennelementgeometrie und Strömungsführung des Kühlmittels so festzulegen, dass gestaffelt nach den jeweiligen Anforderungen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a die übergeordneten Schutzziele

- a) Reaktivitätskontrolle,
- b) Kernkühlung und
- c) Einschluss der radioaktiven Stoffe

eingehalten werden. Modellunsicherheiten sowie betriebliche Variationsbreiten und Unsicherheiten der in die sicherheitstechnischen Nachweise eingehenden Parameter sind zu berücksichtigen (siehe 4.3).

(6) Druckbelastungen der druckführenden Umschließung sind in allen Sicherheitsebenen auf zulässige Werte zu begrenzen.

Hinweis:

Die zulässigen Werte für den Druck ergeben sich aus der mechanischen Belastbarkeit der druckführenden Umschließung (siehe KTA 3201.2). In KTA 3201.2 werden die zu betrachtenden Ereignisse Betriebsstufen zugeordnet, für die jeweils unterschiedliche Anforderungen gelten.

(7) Druckbelastungen des Reaktorkerns und der RDB-Einbauten sind in den Sicherheitsebenen 1 bis 3 entsprechend den Anforderungen der thermomechanischen Auslegung zu begrenzen.

(8) Auf der Sicherheitsebene 4a bestehen spezifische Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung nur für ATWS.

(9) Im Folgenden sind die weiteren einzuhaltenden Anforderungen nach Sicherheitsebenen gegliedert. Die höchsten Anforderungen sind an den Normalbetrieb (Sicherheitsebene 1) zu stellen. Jede Sicherheitsebene schließt die Anforderungen der nachfolgenden ein (siehe **Bild 3-1**).

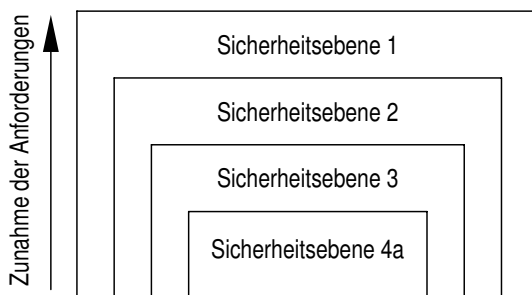


Bild 3-1: Sicherheitsebenen

3.2 Sicherheitsebene 1

(1) Die thermohydraulische Stabilität des Reaktorkerns ist zu gewährleisten. Durch die Auslegung des Reaktorkerns, beim SWR im Zusammenwirken mit dem betrieblichen Kennfeld, ist sicherzustellen, dass ein ausreichender Abstand zu dem Bereich, in dem ungedämpfte Leistungsdichteschwingungen auftreten können, vorhanden ist.

(2) Die maximalen Werte der lokalen Leistungsdichte und die minimalen Abstände zu kritischen Siedezuständen sind im Zusammenwirken mit den Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen (Zustandsbegrenzung) auf die Werte zu begrenzen, die als Ausgangswerte der Nachweise zur Beherrschung von anomalen Betriebszuständen und Störfällen verwendet werden.

(3) Kritische Siedezustände sind mit ausreichender statistischer Sicherheit auszuschließen. Dies gilt für den SWR als erfüllt, wenn der MASL₁₀₀-Grenzwert eingehalten wird. Für den DWR ist kein eigener Nachweis erforderlich, wenn der transiente Vorhalt $\Delta\text{DNBR}_{\text{trans}}$, der sich aus der Auslegung auf der Sicherheitsebene 2 ergibt, die Anforderung der Sicherheitsebene 1 abdeckt.

Hinweis:

Im Regelfall ist beim DWR kein eigener Nachweis erforderlich, da $\Delta\text{DNBR}_{\text{trans}}$ die Varianz der DNB-Korrelation ausreichend übersteigt.

(4) Das Abheben von Brennelementen vom unteren Kerngitter aufgrund von Aufströmkräften ist zu vermeiden.

3.3 Sicherheitsebene 2

(1) Eine uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennelemente ist zu gewährleisten.

(2) Die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennelemente im Reaktor nach einer Transiente der Sicherheitsebene 2 kann gezeigt werden

a) entweder durch den Nachweis, dass der Erwartungswert der Anzahl der Brennstäbe, die in den kritischen Siedezustand gehen, kleiner ist als 0,1 % der Brennstäbe des Reaktorkerns

aa) Für den SWR entspricht dies der Einhaltung des MASL_{99,9}-Grenzwerts.

ab) Für den DWR gilt dies als erfüllt, wenn für den höchstbelasteten Brennstab im Heißkanal gezeigt wird, dass Filmsieden mit der 95%/95% Toleranzgrenze ausgeschlossen wird.

Hinweis:

Dieser vereinfachte Nachweis beim DWR nimmt von der Tatsache Kredit, dass durch die Heterogenität der Leistungsverteilung die anderen Brennstäbe des Kerns eine niedrigere Filmsiedewahrscheinlichkeit gegenüber dem Heißstab haben.

b) oder durch den Nachweis der Einhaltung werkstoffabhängiger Temperatur-Zeit-Kriterien der Brennstabhüllrohre sowie des Ausschlusses von Brennstoffzentralschmelzen. Dies ist der Fall, wenn der Erwartungswert der Anzahl der Brennstäbe, welche die Kriterien überschreiten, kleiner ist als 1 Brennstab des Reaktorkerns.

(3) Für alle weiteren Komponenten des Reaktorkerns ist sicherzustellen, dass an keiner Stelle Temperaturen und Drücke oder Druckdifferenzen auftreten, welche die Eigenschaften der eingesetzten Werkstoffe oder die sicherheitstechnische Funktion der Komponenten unzulässig verändern.

3.4 Sicherheitsebene 3

(1) Eine selbsterhaltende exotherme Zirkon-Wasser-Reaktion ist zu verhindern.

(2) Die Leistung und Leistungsdichten sind im Zusammenwirken mit dem Reaktorschutzsystem so zu begrenzen, dass Brennstabschäden entweder ausgeschlossen sind oder die radiologischen Auswirkungen auf zulässige Werte begrenzt bleiben.

(3) Um eine Überschreitung der radiologischen Grenzwerte zu vermeiden, ist der Erwartungswert für die Anzahl defekter Brennstäbe unter Berücksichtigung der Unsicherheiten zu limitieren.

(4) Dies ist erfüllt, wenn gezeigt ist, dass bei der Überlagerung der Wahrscheinlichkeiten von Brennstabdefekten aufgrund von

a) kritischen Siedezuständen oder Überschreiten werkstoffabhängiger Temperatur-Zeit-Kriterien der Brennstabhüllrohre,

b) zentralem Brennstoffschmelzen und

c) Überschreiten von Grenzwerten der schnellen Enthalpiezufuhr

der Erwartungswert defekter Brennstäbe kleiner ist als der zulässige Anteil der defekten Brennstäbe des Reaktorkerns.

(5) Sofern Brennstabschäden nicht ausgeschlossen werden können, sind auch Folgeschäden zu berücksichtigen.

3.5 Sicherheitsebene 4a (sehr seltene zu betrachtende postulierte Ereignisse; hier nur ATWS)

(1) Die Kühlbarkeit des Kerns sowie die langfristige Unterkritikalität sind zu gewährleisten.

(2) Als Ausgangszustand für die ATWS-Analyse ist der Vollastzustand im Xenongleichgewicht zum ungünstigsten Zykluszeitpunkt zu unterstellen.

4 Anforderungen an die Methoden für die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen

4.1 Wesentliche Zusammenhänge der thermohydraulischen Auslegung von Reaktorkernen mit anderen Analysebereichen

(1) Die Zusammenhänge bei der thermohydraulischen Auslegung von Reaktorkernen sind in **Bild 4-1** grafisch dargestellt. Die thermohydraulische Auslegung ist wechselseitig eng mit den Bereichen Nukleare Auslegung, Mechanisch-Thermomechanische Auslegung, Anlagenthermo hydraulik und Leittechnik verknüpft. Diese Bereiche stellen die Eingangsgrößen bereit, mit denen die thermohydraulische Kernausslegung durchgeführt wird. Die damit berechneten Ergebnisse müssen den an die thermohydraulische Auslegung zu stellenden Anforderungen genügen und die vorgegebenen Grenzen einhalten. Gleichzeitig wirken die Ergebnisse der thermohy-

draulischen Kernausslegung dynamisch auf die Bereiche Nukleare Auslegung, Mechanisch-Thermomechanische Auslegung, Anlagenthermo hydraulik und Leittechnik zurück und liefern ihrerseits Randbedingungen für diese Bereiche.

(2) Um die sicherheitstechnischen Anforderungen des Abschnitts 3 zu erfüllen, müssen Leistungsdichteverteilung, Durchsatz durch den Reaktorkern, Durchsatzverteilung, Eintrittstemperatur und Systemdruck so bemessen werden, dass innerhalb des durch Reaktorschutz, Zustands- und Schutzbegrenzungen, Regelungen und Betriebsanweisungen festgelegten Betriebsbereiches der Reaktoranlage die entsprechenden technologischen Grenzen eingehalten werden. Dabei sind die in **Bild 4-1** dargestellten Zusammenhänge zu beachten.

(3) Zusammengenommen bilden alle beitragenden Bereiche ein Berechnungssystem, das aufeinander abzustimmen ist.

(4) In den folgenden Abschnitten werden die allgemeinen Anforderungen unter den Gesichtspunkten betrachtet:

- a) gekoppelte Analysen (siehe 4.2),
- b) Berücksichtigung von Unsicherheiten in der Kernausslegung (siehe 4.3),
- c) Vereinfachungen und Näherungen (siehe 4.4).

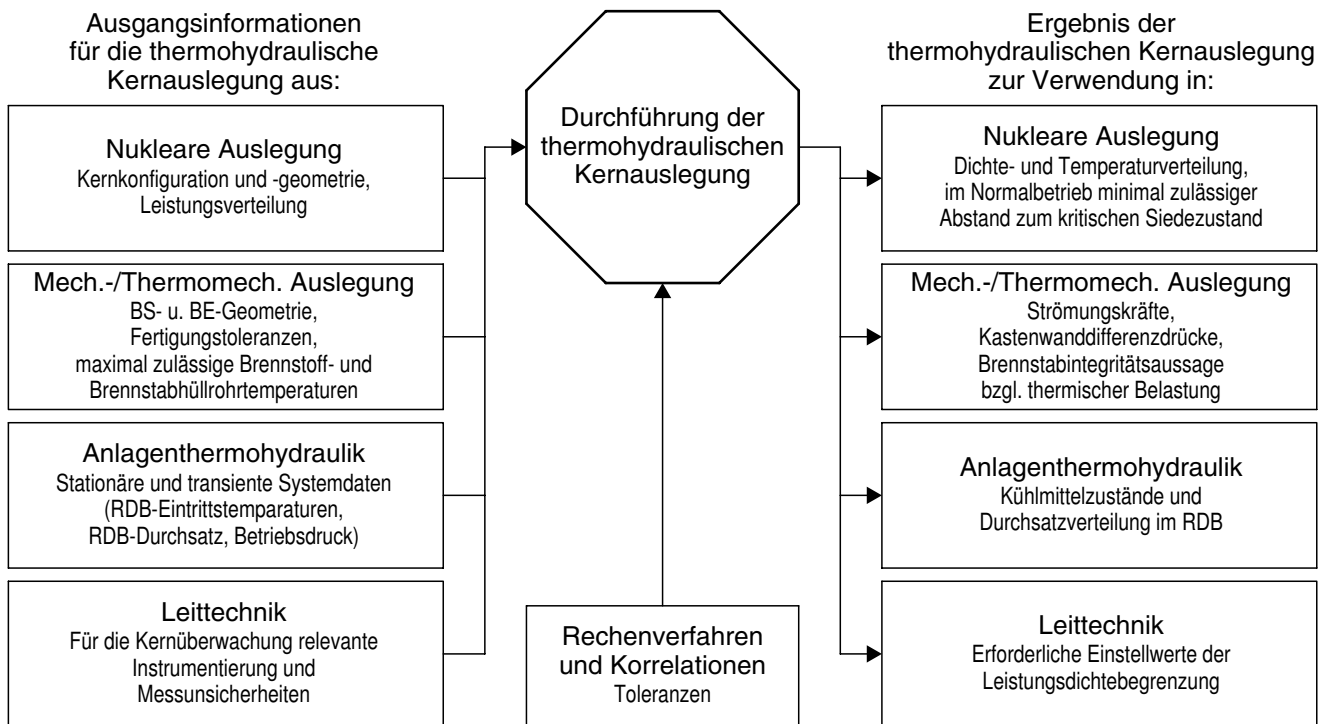


Bild 4-1: Zusammenhänge bei der thermohydraulischen Auslegung von Reaktorkernen

4.2 Gekoppelte Analysen

(1) Das Verhalten und die Funktionsweise technischer Systeme kann durch geschlossene mathematische Lösungen oder durch gekoppelte Rechenmodelle beschrieben werden. Gekoppelte Rechenmodelle bieten die Möglichkeit klar abgegrenzte Modelle verschiedener Teile eines technischen Systems miteinander zu verbinden, indem Ein- und Ausgabeparameter zwischen ihnen ausgetauscht werden. Zwei Modelle sind gekoppelt, wenn das eine Modell Ausgabeparameter des anderen als Eingabeparameter verwendet und umgekehrt. Da sie einander beeinflussen, kann besonders für die stationäre Berechnung eines Zustands ein Iterationsalgorithmus erforderlich sein. Die Kopplung von Modellen kann direkt auf Programmebene oder übergeordnet durch Prozeduren erfolgen.

(2) **Bild 4-2** zeigt ein typisches Beispiel, wie ein gekoppeltes Programmsystem zur Kernausslegung eines Leichtwasserreaktors aufgebaut sein kann. Dargestellt sind Einzelmodelle und ihre wesentlichen Kopplungsparameter.

(3) Wenn ein gekoppeltes Programmsystem für Sicherheitsanalysen eingesetzt wird, muss es ausreichend Flexibilität besitzen, damit neben realistischen (sog. „best estimate“) auch konservative Analysen durchgeführt werden können. Dazu muss es die Möglichkeit bieten nicht nur Eingabeparameter des gekoppelten Modells, sondern auch Kopplungsparameter direkt oder indirekt ausreichend zu verändern, so dass Unsicherheiten der Parameter und der Modellierung untersucht bzw. abgedeckt werden können. Ebenso muss die Möglichkeit bestehen, dass anzunehmende Ausfälle von Systemkomponenten oder leittechnischen Signalen vorgegeben werden können.

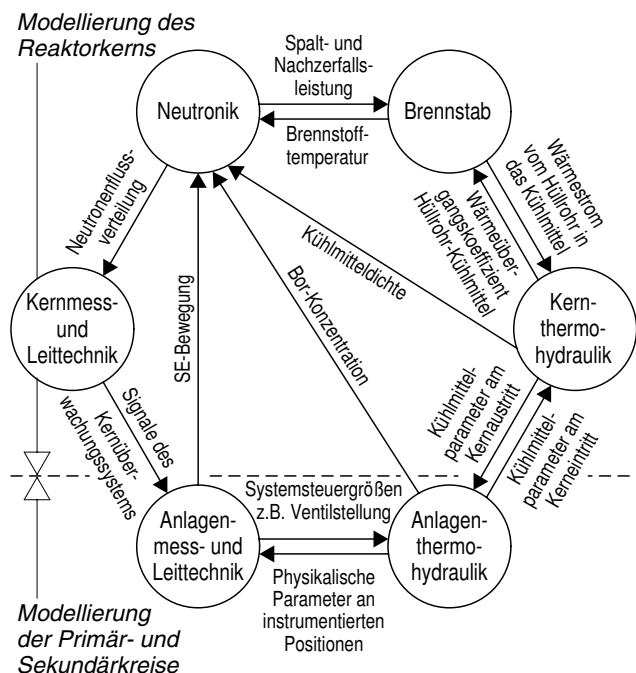


Bild 4-2: Beispiel einer Modellkopplung

(4) Für die Verifikation und Validierung gekoppelter Auslegungsprogramme sind grundsätzlich die gleichen Regeln (siehe 4.5) anzuwenden wie für andere Auslegungsprogramme der Kernausslegung. Da bei integralen Programmtests und Nachrechnungen im Regelfall nicht die ganzen Anwendungsbereiche der einzelnen Modelle eines gekoppelten Programmsystems überprüft werden können, sind zusätzliche separate Validierungen der Einzelmodelle durchzuführen. Es sind integrale Programmtests durchzuführen, bei denen jeweils mindestens mehrere Modellkopplungen angewandt werden und in der

Summe alle Modelle im Zusammenwirken mit den angekopplten Modellen überprüft werden.

Hinweis:

Nachrechnungen von Experimenten, bei denen das Zusammenwirken mehrerer Modelle von Bedeutung ist, können hierzu einen wesentlichen Beitrag leisten.

4.3 Berücksichtigung von Unsicherheiten in der Kernausslegung

4.3.1 Grundanforderungen

(1) Bei der Kernausslegung müssen Nachweiskriterien eingehalten werden. Dabei sind in den Sicherheitsebenen 1 bis 3 folgende Unsicherheiten zu berücksichtigen:

- Fertigungsunsicherheiten,
- Messunsicherheiten,
- Schwankungen von Betriebsparametern,
- systematische Abweichungen und
- Unsicherheiten der Rechenmodelle.

Hinweis:

Anforderungen an die Sicherheitsebene 4a werden in 4.3.4 behandelt.

(2) Es sind die Unsicherheiten zu berücksichtigen, die einen wesentlichen Einfluss auf die sicherheitstechnischen Parameter haben.

Hinweis:

Die in der Kernausslegung zu Grunde gelegten Unsicherheiten müssen die Unsicherheiten der Kernüberwachung abdecken.

(3) Systematische und statistische Fehler von Korrelationen physikalischer Zusammenhänge (in funktionaler oder tabellarischer Form) sind zu ermitteln. Sie gehen entweder unmittelbar oder durch Zuschläge in die Berechnung ein (siehe Abschnitt 6).

(4) Die Berücksichtigung von Unsicherheiten kann im Rahmen abdeckender, statistischer oder in Kombination beider Auslegungsmethoden erfolgen.

4.3.2 Abdeckende Behandlung von Unsicherheiten

(1) Die abdeckende Behandlung von Unsicherheiten erfolgt durch die Wahl konservativer Anfangs- und Randbedingungen oder durch konservative Berechnungsmodelle.

(2) Bei der Behandlung von Unsicherheiten durch die Wahl konservativer Anfangs- und Randbedingungen müssen bei ungünstigster aber möglicher Kombination der wesentlichen Einflussgrößen die Nachweiskriterien eingehalten werden.

Hinweise:

(1) Die Vorgehensweise nach 4.3.2 (2) führt zu Sicherheitszuschlägen, die umso höher ausfallen, je mehr Einflussgrößen in ungünstigster Kombination berücksichtigt werden. Die Auswahl der Einflussgrößen wird so getroffen, dass das Ergebnis konservativ ist.

(2) Bei Vorhandensein mehrerer Einflussgrößen (Anfangs- und Randbedingungen) kann in der Regel davon ausgegangen werden, dass das Ergebnis konservativ ist, wenn bei den Verteilungen der Einflussgrößen das 95%-Quantil verwendet wird. Ist die Verteilung einer Einflussgröße nicht bekannt, kann eine technologisch zu begründende maximale Abweichung angesetzt werden.

(3) Unsicherheiten von Einflussgrößen dürfen auch durch konservative Rechenmodelle abgedeckt werden. Für konservative Rechenmodelle muss gezeigt werden, dass die sicherheitstechnischen Parameter konservativ abdeckend in Richtung des Nachweiskriteriums berechnet werden.

4.3.3 Statistische Behandlung von Unsicherheiten

4.3.3.1 Allgemeines

(1) Alternativ werden zur Berücksichtigung der in 4.3.1 genannten Einflüsse statistische Auslegungsmethoden eingesetzt. Diese ermitteln ausgehend von den Unsicherheiten der Einflussgrößen, Randbedingungen und Rechenmodellen die Unsicherheit der Ergebnisse.

(2) Die statistische Behandlung von Unsicherheiten setzt voraus, dass bezüglich der zu variierenden Einflussgrößen realistische (best estimate) Rechenmodelle zur Verfügung stehen.

Hinweis:

Realistische (best estimate) Rechenmodelle reproduzieren die Mittelwerte der in Experimenten gewonnenen Ergebnisse.

(3) Die statistische Behandlung von Unsicherheiten darf durch die Durchführung von Rechnungen mit Variation der Einflussgrößen (Monte-Carlo Simulation) oder durch Fehlerrechnungen mit den Ableitungen nach den Einflussgrößen (Gauß-Verfahren nach DIN 1319-4) oder durch Anwendung von Korrekturtermen durchgeführt werden. Korrekturterme sind aus dem Vergleich von Messung und Rechnung zu ermitteln.

(4) Mit der statistischen Behandlung von Unsicherheiten erhält man quantitative Angaben zu der Auswirkung der Unsicherheiten relevanter Einflussgrößen auf das Rechenergebnis. Mit dem Unsicherheitsbereich des Ergebnisses wird nachgewiesen, ob die Nachweiskriterien eingehalten werden.

4.3.3.2 Gauß-Verfahren (RMS-Methode)

(1) Die Anwendbarkeit des Gauß-Verfahrens nach DIN 1319-4, 7.1 setzt voraus, dass nachfolgende Bedingungen ausreichend erfüllt sind:

- Die Eingangsparameter sind voneinander unabhängig.
- Die variablen Eingangsparameter sind normalverteilt.
- Die Ergebnisparameter hängen innerhalb der Unsicherheitsbandbreiten der Eingangsparameter linear von diesen ab.

(2) Wenn das erweiterte Gauß-Verfahren nach DIN 1319-4, 7.2 verwendet wird, müssen die Eingangsparameter nicht voneinander unabhängig sein.

4.3.3.3 Monte-Carlo-Simulation

(1) Eine Monte-Carlo-Simulation berücksichtigt die Unsicherheiten von Einflussgrößen durch eine zufällige Auswahl einer genügend großen Anzahl an Kombinationen der Einflussgrößen.

(2) Je nach Fragestellung ist eine Toleranzgrenze festzulegen und zu begründen.

Hinweis:

Häufig verwendet wird die 95%/95%-Toleranzgrenze.

(3) Die Anzahl der durchzuführenden Rechnungen (Stichprobengröße) ist nach den vorab zu bestimmenden Toleranzgrenzen festzulegen.

(4) Um die Ergebnisunsicherheit zu quantifizieren, ist wie folgt vorzugehen:

- Größen, deren Verteilung einen wesentlichen Einfluss auf das Ergebnis aufweisen (Eingangsunsicherheiten), sind im Rahmen der Monte-Carlo-Simulation zu berücksichtigen. Hierzu gehören:
 - Verteilungen der Anlagenparameter

aaa) Die Verteilungen der gemessenen Fertigungsparameter sind durch die in der Analyse angenommenen Verteilungsfunktionen abzudecken.

aab) Schwankungen der Betriebsparameter bei Normalbetrieb (Leistung, Durchsatz, Temperatur, Druck) sind durch geeignete Verteilungen zu quantifizieren. Die Verteilungen sind anhand von Messwerten der Betriebsparameter zu überprüfen.

aac) Das eventuelle Abschneiden von Verteilungsfunktionen ist anhand technologischer Bedingungen der Fertigungs- und Betriebsparameter zu begründen.

ab) Verteilungen der Rechenmodellparameter

aba) Die in den Analysen angenommenen Verteilungen der Modellparameter sind auf geeignete Art und Weise, z. B. aus der Validierung mit Messwerten von Experimenten oder Messungen an Kernreaktoren abzuleiten.

abb) Das eventuelle Abschneiden von Verteilungsfunktionen ist zu begründen.

b) An Stelle von Verteilungen dürfen konservativ abdeckende Werte verwendet werden.

c) Gegebenfalls bestehende Abhängigkeiten zwischen gemäß a) identifizierten Eingangsunsicherheiten sind zu quantifizieren.

d) Entsprechend der gemäß a) spezifizierten Verteilungen und ggf. Abhängigkeiten gemäß c) ist eine Stichprobe von Wertekombinationen zu generieren. Dabei sind alle mit Unsicherheit verbundenen Eingangsgrößen gleichzeitig zu variieren.

e) Für jede Wertekombination aus der gemäß d) erzeugten Stichprobe ist jeweils ein Rechenlauf durchzuführen. Man erhält schließlich eine Stichprobe von Rechenergebnissen, aus denen die Ergebnisunsicherheit abgeleitet wird.

4.3.4 Besonderheiten der Kernausslegung für die Sicherheitsebene 4a

(1) Die Analyse von Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung wird grundsätzlich mit realistischen (sog. „best-estimate“) Methoden durchgeführt, d. h. insbesondere

- dürfen realistische Anfangs- und Randbedingungen gewählt werden,
- dürfen alle Maßnahmen und Einrichtungen als verfügbar angenommen werden, die nicht durch das unterstellte Ereignis ausgefallen sind,
- werden die durch Steuerungs- und Regelungsvorgänge verursachten Änderungen von Betriebsparametern und Betriebszuständen mit berücksichtigt.

(2) In Ergänzung dazu gilt bei der Analyse von Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung:

- Als Anfangszustand wird vom stationären Volllastzustand mit Xenongleichgewicht zum ungünstigsten Zykluszeitpunkt ausgegangen.

Hinweis:

Der Volllastzustand ist der ungünstigste stationäre Anfangszustand bei Xenongleichgewicht.

- Sofern im Kurzzeitbereich (Zeit bis zum Erreichen des Druckmaximums) das Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen berücksichtigt werden soll, müssen die entsprechenden leittechnischen Ansteuerungen entsprechend Kategorie 1 oder 2 gemäß RSK-Leitlinien, 7.3 ausgeführt sein.

4.4 Vereinfachungen und Näherungen

(1) Vereinfachungen und Näherungen in den Rechenmodellen und -verfahren, z. B. Zusammenfassung von Brennstäben zu Brennstabgruppen, sind zulässig.

Hinweis:

Der Nachweis für die Zulässigkeit der Vereinfachungen wird durch die Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit geführt.

4.5 Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit

4.5.1 Allgemeines

(1) Die eingesetzten Berechnungssysteme müssen verifiziert und validiert sein. Sie sind entsprechend KTA 3101.2, 7.4 zu dokumentieren.

Hinweis:

Die Begriffe Verifikation und Validierung sind in KTA 3101.2 definiert.

(2) Das Verfahren zur Validierung ist abhängig von der Genauigkeitsanforderung an die Ergebnisse.

(3) Bei der Validierung wird unterschieden zwischen der Validierung des gesamten für den jeweiligen Anwendungsbereich verwendeten Berechnungssystems (integrale Validierung) und einzelner Komponenten des Berechnungssystems (partielle Validierung). Neben der integralen Validierung des Berechnungssystems sollte der Anwendungsbereich durch partielle Validierung der Einzelkomponenten nachgewiesen werden.

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 im Anwendungsbereich geringer zu veranschlagen. Andererseits kann bei alleiniger Verwendung von partiellen Verfahren der Nachweis der vollständigen Abdeckung des Gesamtsystems durch einzelne Validierungsschritte schwierig sein.

(4) Die Ergebnisse der Rechenprogramme müssen nachvollziehbar sein und möglichst mit den Ergebnissen von Experimenten, Anlagentransienten oder den Ergebnissen anderer validierter Rechenprogramme verglichen worden sein.

(5) Bei der Validierung des Berechnungssystems sind die systematischen Abweichungen und statistischen Unsicherheiten zu ermitteln. Nachgewiesene systematische Abweichungen dürfen durch entsprechende Anpassungskorrekturen am Ergebnis korrigiert werden.

Hinweis:

Zur Ermittlung der Unsicherheiten siehe 4.3.

4.5.2 Vorgehen bei der Validierung

(1) Die Validierung von Berechnungssystemen erfolgt durch Vergleich mit Ergebnissen

- betrieblicher Messungen (z. B. Anfahrmessungen, betriebsbegleitende Messungen, Sondermessungen),
- von Experimenten,
- aus der Auswertung aufgetretener Transienten oder
- anderer Berechnungssysteme (Benchmarks oder anerkannter Referenzlösungen)

(2) Messergebnisse aus (1) a) bis b) sollen den Betriebsbereich der Reaktoranlage hinsichtlich der wesentlichen Parameter überdecken. In Fällen, wo eine Nachbildung der originalen Reaktorbedingungen nicht erfolgt ist, muss die Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse auf Reaktorverhältnisse begründet werden.

(3) Bei der Auswahl von Messergebnissen sind vor allem die folgenden Kriterien zu beachten:

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

(4) Bei der Anwendung von Korrelationen und Tabellen in Berechnungssystemen sind die Anforderungen aus Abschnitt 6 einzuhalten.

4.5.3 Sicherheitsebenen

(1) Die Validierung von Berechnungssystemen, die zur Nachweisführung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 eingesetzt werden, soll sich primär auf Messergebnisse gemäß 4.5.2 (1) a) bis b) abstützen. Soweit möglich, sind aufgetretene Transienten, siehe 4.5.2 (1) c), in die Validierung einzubeziehen.

(2) Bei Berechnungssystemen, die zur Nachweisführung auf Sicherheitsebene 3 eingesetzt werden, sind für die Validierung Ergebnisse aus 4.5.2 (1) b) bis d) heranzuziehen.

(3) Auf der Sicherheitsebene 4a sind möglichst Modelle anzuwenden, die auch für Nachweise auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 eingesetzt werden und für Teilaspekte der auftretenden physikalischen Vorgänge validiert sind (partielle Validierung). Ist dies nicht möglich, sind die Modelle entsprechend dem aktuellen Kenntnisstand aufzubauen und gesondert zu begründen.

5 Spezielle Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen

5.1 Stabilität beim SWR

(1) Beim SWR ist durch die thermohydraulische Auslegung des Reaktorkerns Vorsorge dafür zu treffen, dass im Normalbetrieb ein ausreichender Abstand zu dem Bereich eingehalten wird, in dem ungedämpfte Leistungsdichteschwingungen auftreten können.

Hinweis:

In beheizten geschlossenen Kanälen, in denen das Kühlmittel siedet und daher zweiphasig vorliegt, kann es bei hohen Leistungen und geringen Durchsätzen in Abhängigkeit des Verhältnisses von ein- zu zweiphasigem Druckverlust zu thermohydraulischen Instabilitäten kommen. Eine zyklische Veränderung der Siedelänge und des Durchsatzes ist die Folge. Im SWR, dessen Brennelemente parallele beheizte geschlossene Kanäle darstellen, können gleichphasige thermohydraulische Schwingungen aufgrund der neutronenphysikalischen Rückkopplung zu globalen oder regionalen Schwingungen des Neutronenflusses und damit der Leistungsdichte führen. Die Schwingungen können in einem spezifischen Bereich im Durchsatz-Leistungs-Diagramm (Betriebskennfeld) auftreten. Dieser Bereich hängt von der Kernkonfiguration (insbesondere ein- und zweiphasige Druckverluste der Brennelemente) und dem Betriebszustand (z. B. Steuerstabstellung, Xenonverteilung, Abbrand) ab.

(2) Es sind geeignete Maßnahmen vorzusehen, dass bei den auf höheren Sicherheitsebenen betrachteten Ereignissen mit ggf. auftretenden ungedämpften Leistungsdichteschwingungen die jeweiligen sicherheitstechnischen Anforderungen gemäß Abschnitt 3 eingehalten werden.

(3) Der Nachweis der thermohydraulischen Stabilität des Reaktorkerns im Normalbetrieb ist entweder durch Berechnungen mit validierten Rechenprogrammen oder direkt durch Messungen zu führen.

Hinweis:

Die Validierung eines Rechenprogramms ist immer bezogen auf den jeweiligen Anwendungsbereich. Eine signifikante Änderung

von Kernkomponenten kann den Anwendungsbereich eines Rechenprogramms zur Stabilitätsberechnung soweit verändern, dass eine Erweiterung der Validierung, ggf. durch eine Messung des Stabilitätsverhaltens, erforderlich wird.

5.2 Kompatibilität

(1) Die Kernkomponenten sind im Bezug auf ihren hydraulischen Widerstand derart auszulegen, dass im Kern keine Strömungsumverteilungen stattfinden, die die sichere Wärmeabfuhr verhindern oder zu unzulässigen mechanischen Belastungen führen.

Hinweis:

Insbesondere beim Einsatz unterschiedlicher Brennelementtypen (Mischkern) ist auf deren thermohydraulische Kompatibilität zu achten.

5.3 Ausgangsleistungsverteilung

(1) Für die zu unterstellenden Ereignisse der Sicherheitsebenen 2 bis 4a (siehe Anhang A) sind Ausgangsleistungsverteilungen zu ermitteln. Dabei ist der für die jeweilige Analyse ungünstigste Ausgangszustand aus der Sicherheitsebene 1 anzusetzen. Es müssen entweder

- a) dreidimensionale Leistungsdichteverteilungen oder
- b) vereinfacht radiale Leistungsformfaktoren einschließlich der zugehörigen axialen Verteilungen

benutzt werden.

(2) Die Auslegungsleistungsverteilung soll folgende Einflüsse umfassen:

- a) Leistungsdichtebegrenzung,
- b) Spaltstoffgehalt,
- c) Abbrand,
- d) Temperatur im Brennstoff,
- e) Xenon,
- f) Druck, Temperatur und Dampfblasen im Kühlmittel,
- g) Steuerelemente,
- h) sonstige Absorber und
- i) Strukturmaterial.

5.4 Durchsatzverteilung im Reaktorkern

5.4.1 Allgemeines

(1) Durchsatzverteilung vor Kerneintritt, Durchsatz durch den Reaktorkern, Kerngeometrie, unterschiedliche hydraulische Widerstände, unterschiedliche Beheizung und Kühlmitteldurchmischung im Reaktorkern sind mit ihrer Wirkung auf die Durchsatzverteilung im Reaktorkern zu bestimmen.

Hinweis:

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

(2) Darüber hinaus beeinflussen innerhalb eines Brennelements die unterschiedliche Beheizung auf Grund der nuklearen Leistungsdichteverteilung und die gegebenenfalls durch die Abstandshalterkonstruktion verstärkte Turbulenz der Strömung die lokalen Kühlmitteltemperaturen und Dampfmassenanteile. Es ist zu berücksichtigen, dass die lokalen Kühlmitteltemperaturen und Dampfmassenanteile insbesondere über die Beschleunigungs-, Reibungs- und Queraustauscheffekte auf die lokalen Kühlmitteldurchsätze zurückwirken.

5.4.2 Durchsatzverteilung vor Kerneintritt

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

5.4.3 Kerndurchsatz und Bypass

(1) Der Durchsatz durch den Reaktordruckbehälter ist aufzuschlüsseln nach dem Anteil, der aktiv zur Kühlung der Brennelemente beiträgt (Kerndurchsatz), und dem Bypass. Der Bypass strömt durch konstruktionsbedingte Spalte (Bauspiele) oder Öffnungen in Reaktordruckbehältereinbauten und Kerneinbauten, insbesondere Bohrungen in Brennelementbauteilen, und dient gegebenenfalls der Kühlung weiterer Reaktordruckbehältereinbauten und Kerneinbauten. Dabei ist insbesondere die Temperaturabhängigkeit der Auswirkungen von Bauspielen auf den Bypass zu beachten.

(2) 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.

(3) Bei der thermohydraulischen Auslegung des Reaktorkerns sind Bypässe derart vorzusehen, dass neben der Kühlung der Brennelemente auch die Kühlung der anderen Kernkomponenten (Instrumentierungsanlagen, Steuerelemente, Neutronenquellen, etc.) gewährleistet ist.

5.4.4 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.

5.4.5 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 berücksichtigen.

5.4.6 Querdurchmischung des Kühlmittels

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

5.5 Druckdifferenzen im Reaktorkern

(1) Die Ermittlung der Druckdifferenzen im Reaktorkern umfasst die Einflüsse durch:

- a) Brennelementfuß (gegebenenfalls Drosselblende),
- b) Reibung,
- c) Änderung der Geschwindigkeit,
- d) geodätische Höhendifferenzen,

- e) Abstandshalter sowie ggf. weitere BE-interne Bauteile und
f) Brennelementkopf.

(2) Gleichzeitig sind die zugehörigen Durchsätze durch das Brennelement und die Kühlmittelzustände anzugeben.

(3) Werden Kerneinbauten von Wasser-Dampf-Gemischen durchströmt, sind die dabei auftretenden - gegenüber Einphasenströmung veränderten - Druckdifferenzen in analoger Weise zu behandeln.

(4) Hinsichtlich der Durchsätze sind die Aussagen in 5.4 und hinsichtlich der Behandlung von experimentellen Unterlagen die in Abschnitt 6 maßgebend.

5.6 Resultierende Kräfte im Reaktorkern

(1) Die für die mechanische Auslegung der Brennelementniederhalterungen des DWR zu berücksichtigenden Aufströmkräfte sind zu ermitteln.

(2) Für den SWR ist zu zeigen, dass auf der Sicherheitsebene 1 die aus Auftrieb und Strömung resultierenden Kräfte das Gewicht der Brennelemente oder ggf. der Teilbündel nicht überschreiten.

Hinweis:

Beim SWR existieren auch Brennelement-Konstruktionen mit freistehenden Teilbündeln.

(3) Für die mechanische Auslegung der Brennelementkästen des SWR sind die Druckdifferenzen über die Brennelementkastenwand zu ermitteln.

5.7 Wärmeübertragung an das Kühlmittel

5.7.1 Untersuchungsumfang

(1) Der Nachweis, dass die betroffenen sicherheitstechnischen Anforderungen eingehalten werden, muss sich mindestens auf die höchstbelasteten Brennelemente oder die höchstbelasteten Brennstabgruppen im Reaktorkern erstrecken.

(2) In die zum Nachweis notwendigen Analysen gehen - wie in **Bild 5-1** 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 und
- Toleranzen der Rechenverfahren.

(3) Die zur wärmetechnischen Auslegung benutzten Rechenverfahren sollen die in **Bild 5-1** dargestellten Sachverhalte umfassen.

5.7.2 Betriebsschwankungen und Messtoleranzen der Prozessvariablen

Die Betriebsschwankungen der Prozessvariablen sind einschließlich der zugehörigen Messtoleranzen zu bestimmen und zu berücksichtigen.

5.7.3 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, insbesondere der Brennelemente und Brennelementkästen, und
- Brennstofftoleranzen bezüglich Dichte und Anreicherung oder Isotopenzusammensetzung.

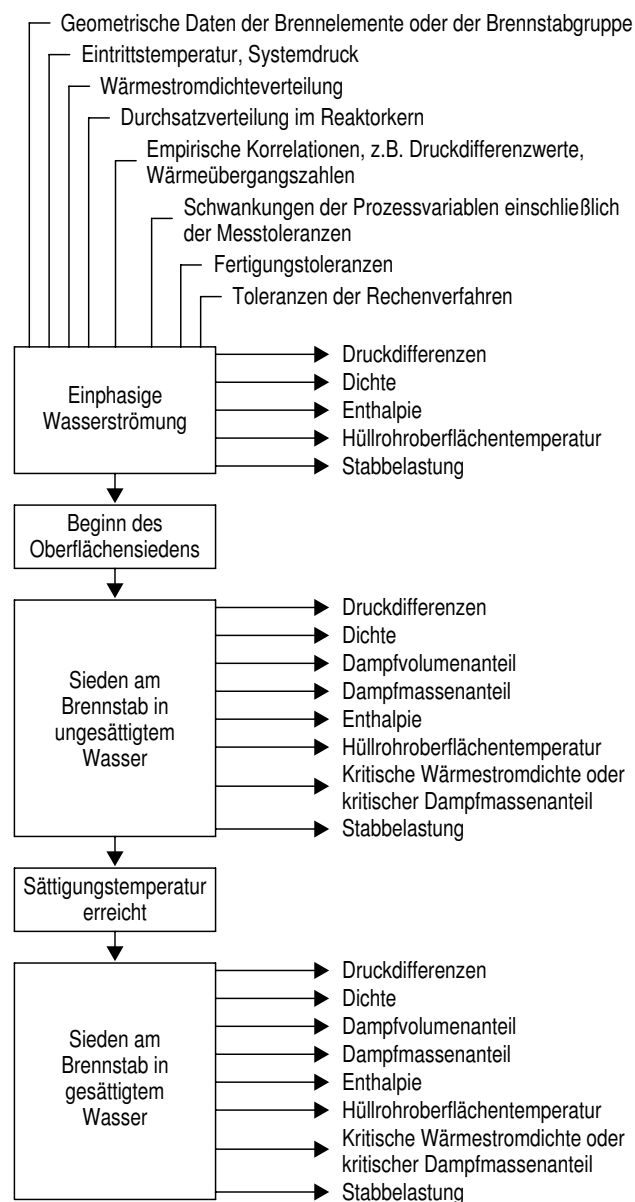


Bild 5-1: Anforderungen an die Behandlung der Wärmeübertragung an das Kühlmittel in Reaktorkernen von Druck- und Siedewasserreaktoren

5.7.4 Toleranzen der Rechenverfahren und -programme

(1) Die Toleranzen der verwendeten Rechenverfahren und -programme sind zu begründen (siehe 4.5 und Abschnitt 6).

5.8 Angrenzende Systeme und Komponenten

5.8.1 Gesamtdurchsatz und Auslegung der Kühlmittelpumpen

(1) Der der Auslegung der Kühlmittelpumpen zugrunde zu legende Gesamtdurchsatz umfasst den Durchsatz durch den Reaktorkern nach 5.4.3 sowie die Bypass-Durchsätze, die sich aus der Gestaltung und Kühlung der Einbauten im Reaktor-druckbehälter ergeben.

(2) Die der Auslegung der Kühlmittelpumpen zugrunde zu legende Förderhöhe setzt sich, neben den in 5.5 genannten Kerndruckdifferenzen, aus den Druckdifferenzen der anderen Komponenten des Strömungspfad zusammen.

(3) Die Drehmassen der Pumpenläufer sind einschließlich notwendiger Zusatzdrehmassen so zu bemessen, dass beim

Auslaufen der Kühlmittelpumpen die Anforderungen nach 5.8.2 (5) und (6) eingehalten werden.

5.8.2 Schutz des Reaktorkerns vor unzulässigen Betriebszuständen

(1) Bei der thermohydraulischen Kernausslegung wird davon ausgegangen, dass relevante Betriebsparameter in bestimmten Bereichen gehalten werden. Die Auslegung der Systeme zum Schutz des Reaktorkerns vor unzulässigen Betriebszuständen muss gewährleisten, dass im Zusammenspiel von Regelung (von Hand oder automatisch), Begrenzung und Reaktorschutz diese Betriebsparameter in den für die sicherheitstechnischen Analysen zu Grunde gelegten Bereichen bleiben.

Hinweis:

Die Bereiche bestimmen sich aus der thermohydraulischen Auslegung, der Konstruktion der Anlage, den Möglichkeiten der Instrumentierung und der Leittechnik.

(2) Für die thermohydraulische Auslegung wichtige Betriebsparameter sind:

- Kühlmitteldruck,
- Kühlmitteltemperatur,
- Kühlmitteldurchsatz,
- Integrale thermische Reaktorleistung,
- Steuerelementstellungen,

Hinweis:

Die Steuerelementeinfahrtiefen beim DWR sind wichtige Randbedingungen insbesondere für die Analysen zum Steuerelementauswurf und Bankfehlausfahren.

- Leistungsdichteverteilung und
- DNBR (DWR) oder MASL (SWR).

(3) Die Werte dieser Betriebsparameter müssen aus geeigneten Messungen ermittelt oder aus Messwerten mittels validierter Modelle abgeleitet werden. Die damit verbundenen Unsicherheiten sind zu berücksichtigen.

Hinweis:

Unsicherheiten ergeben sich z. B. aus Messtoleranzen, aus dem Umfang der messtechnischen Erfassung der Prozessvariablen und aus der Genauigkeit der zur Ableitung benutzten empirischen Korrelationen, Methoden, Messverfahren und Fertigungstoleranzen.

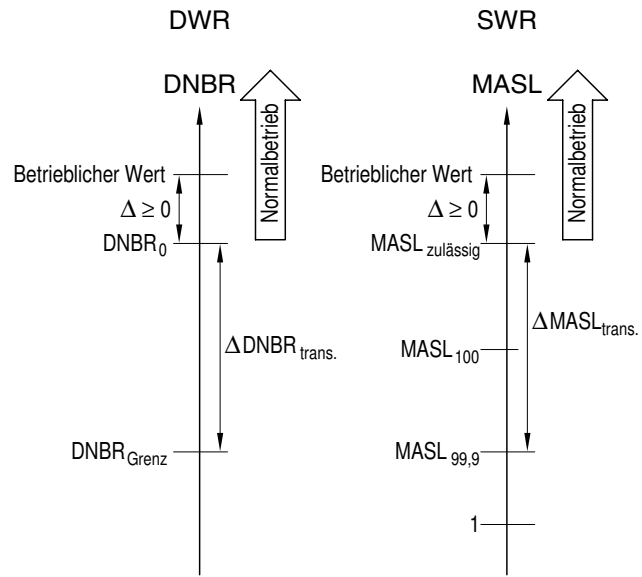
(4) Diese Werte sind im Normalbetrieb so zu begrenzen, dass die für die Einhaltung der sicherheitstechnischen Anforderungen auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a notwendigen Vorhalte verfügbar sind.

(5) Für die Begrenzung des DNBR gemäß (4) gelten folgende Anforderungen:

- Das im Normalbetrieb minimal zulässige DNBR ($DNBR_0$), mit dem die sicherheitstechnischen Anforderungen auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a eingehalten werden, ist zu bestimmen. Dabei sind in den Sicherheitsebenen 2 und 3 Unsicherheiten zu berücksichtigen (siehe 4.3). Die Bestimmung des $DNBR_0$ kann generisch (zyklusübergreifend) oder zyklusspezifisch (Vorausrechnung oder über Prozessrechner - siehe b)) erfolgen.
- Wenn das minimal zulässige DNBR auf dem Prozessrechner unter Verwendung aktueller Zustandsgrößen und Simulation der limitierenden Transiente oder Transienten bestimmt wird, sind bei den Vorhalten für Unsicherheiten insbesondere Abweichungen der aktuellen Zustandsvariablen im Rahmen möglicher Normalbetriebsänderungen zwischen den Zeitpunkten, an denen diese Berechnungen erfolgen, zu berücksichtigen.
- Durch geeignete Überwachungsmaßnahmen wie
 - Einstellung von festen Leistungsdichtegrenzwerten,
 - dynamische Leistungsdichtebegrenzungen (z. B. über DNB-Rechenschaltung) oder

cc) administrative Überprüfung des mittels Prozessrechner bestimmten minimalen DNBR

ist sicherzustellen, dass das im Normalbetrieb minimal zulässige DNBR jederzeit eingehalten wird.



$DNBR_{\text{Betrieb}} \geq DNBR_0$

$DNBR_0 = DNBR_{\text{Grenz}} + \Delta DNBR_{\text{trans.}}$

$DNBR_0$: im Normalbetrieb minimal zulässiges DNBR

$MASL_{\text{Betrieb}} \geq MASL_{\text{zulässig}}$

$MASL_{\text{zulässig}} = \max(MASL_{100}, MASL_{99,9} + \Delta MASL_{\text{trans.}})$

$MASL_{\text{zulässig}}$: im Normalbetrieb minimal zulässiges MASL

Bild 5-2: Schematische Darstellung der Beziehungen zwischen DNBR- oder MASL-Werten des normalen und anomalen Betriebs

Hinweise:

(1) Bild 5-2 berücksichtigt nicht diejenigen Fälle, bei denen die Einhaltung des DNBR-Grenzwerts bzw. von $MASL_{99,9}$ kein Nachweisziel ist (Sicherheitsebene 3 und 4a). Zur Einhaltung von Nachweiszielen in Analysen für die Sicherheitsebenen 3 und 4a könnten höhere $DNBR_0$ - bzw. $MASL_{\text{zulässig}}$ -Werte erforderlich werden.

(2) Die jeweiligen DNBR- und MASL-Werte sind abhängig vom aktuellen Betriebszustand, insbesondere vom BE-Typ und von der Leistungsverteilung. Beim SWR ist besonders zu beachten, dass der Durchsatz im Betrieb geregelt wird und die MASL-Werte hiervon abhängen.

(6) Für die Begrenzung des MASL gemäß (4) gelten die folgenden Anforderungen:

- Der im Normalbetrieb zulässige MASL ($MASL_{\text{zulässig}}$) ist das Maximum aus
 - $MASL_{100}$ und
 - den MASL-Werten, mit denen die sicherheitstechnischen Anforderungen auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a eingehalten werden.
 Bei der Bestimmung von $MASL_{\text{zulässig}}$ sind in den Sicherheitsebenen 1 bis 3 Unsicherheiten zu berücksichtigen (siehe 4.3). Die Bestimmung von $MASL_{\text{zulässig}}$ kann generisch (zyklusübergreifend) oder zyklusspezifisch (Vorausrechnung oder über Prozessrechner - siehe b)) erfolgen. Bei Bedarf ist nach BE-Typ zu differenzieren.
- Bei der Bestimmung des zulässigen MASL mit dem Prozessrechner unter Verwendung aktueller Zustandsgrößen und Simulation der limitierenden Transiente oder Transienten, sind bei den Vorhalten für Unsicherheiten insbesondere Abweichungen der aktuellen Zustandsvariablen im Rahmen möglicher Normalbetriebsänderungen zwischen den Zeitpunkten, an denen diese Berechnungen erfolgen, zu berücksichtigen.

- c) Durch geeignete Überwachungsmaßnahmen wie
- ca) Einstellung von festen Leistungsdichtegrenzwerten,
 - cb) dynamische Leistungsdichtebegrenzungen (z. B. über Rechenschaltung) oder
 - cc) administrative Überprüfung des mittels Prozessrechner bestimmten aktuellen MASL

ist sicherzustellen, dass der im Normalbetrieb zulässige MASL jederzeit eingehalten wird.

(7) Aus den Sicherheitsanalysen resultieren Vorgaben für die Einstellwerte der Zustands- und (falls vorhanden) Schutzbegrenzung sowie des Reaktorschutzes. Wenn zur Beherrschung einer Transiente der Sicherheitsebene 2 von der Funktion einer Schutzbegrenzung ausgegangen wird, ist zur Gewährleistung der Wirksamkeit dieser Schutzbegrenzung ihr Einstellwert in ausreichendem Abstand dem Einstellwert des Reaktorschutzes vorzulagern.

6 Anforderungen an empirische Korrelationen

6.1 Allgemeines

(1) Empirische Korrelationen stellen einen aus Experimenten gewonnenen Zusammenhang zwischen physikalischen Eingangs- und Ausgangsgrößen dar. Diese können z. B. Funktionen oder Tabellen sein.

(2) Korrelationen werden insbesondere verwendet für die Berechnung

- a) der kritischen Wärmestromdichte (CHF - Critical heat flux),
- b) des kritischen Dampfmassenanteils (SWR),
- c) des Dampfblasengehalts,
- d) des Reibungsdruckverlusts (ein- und zweiphasig),
- e) der Stoffwerte (z. B. Wasser-Dampf-Tafel) und
- f) der Wärmeübergangskoeffizienten.

(3) Die Erstellung einer empirischen Korrelation umfasst folgende Schritte:

- a) Experiment (Aufbau, Durchführung, Datenerfassung, Datenanalyse); siehe 6.2
- b) Entwicklung der Korrelationen (Funktionen oder Tabellen); siehe 6.3
- c) Festlegung des Gültigkeitsbereichs; siehe 6.4
- d) Validierung; siehe 6.5.

(4) Alle Schritte sind zu dokumentieren.

6.2 Experimentelle Grundlagen

(1) Grundlage jeder empirischen Korrelation sind Experimente.

(2) Die Experimente sind so zu konzipieren, dass die Einsatzbedingungen im Reaktor hinreichend abgedeckt sind. In Fällen, in denen diese Nachbildung der Einsatzbedingungen nicht erfolgt, ist die Übertragbarkeit der Ergebnisse zu begründen.

Hinweise:

(1) Nicht alle Methoden, die zur thermohydraulischen Auslegung der Reaktorkerne herangezogen werden, lassen sich an der Reaktoranlage validieren. Daher werden bei vielen Fragestellungen entweder Experimente mit geeigneter Nachbildung der Reaktorverhältnisse durchgeführt oder experimentelle Ergebnisse, die in der Literatur beschrieben sind, auf die Bedingungen im Reaktorkern übertragen.

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

- a) Einfache Modelle, die der Literatur entnommen sind und die dort eine experimentelle Absicherung besitzen.

b) Messtechnische Erfassung des Systemverhaltens an Originalbauteilen oder an Nachbildungen von Originalbauteilen im Original- oder verkleinerten Maßstab.

c) Messtechnische Erfassung der Prozessvariablen an der ausgeführten Reaktoranlage.

(3) Die Messergebnisse sind auf Konsistenz und Qualität zu überprüfen.

6.3 Entwicklung von Korrelationen

(1) Es ist eine geeignete funktionale Form zur Abbildung der Messdaten zu wählen.

Hinweis:

Die folgenden Ansätze sind gebräuchlich:

- a) Der zugrunde gelegte funktionale Zusammenhang ergibt sich aus physikalischen Überlegungen; die Koeffizienten werden aus den Messdaten bestimmt.
- b) Es wird eine Funktion gewählt, welche die Messdaten mit möglichst wenigen Parametern wiedergibt.
- c) Anpassung einer Interpolationskurve, die auf Tabellendaten beruht.

(2) Aufbauend auf der gewählten Form der Korrelation müssen die eventuell eingehenden Koeffizienten bestimmt werden.

Hinweis:

Üblicherweise werden die Koeffizienten durch Minimierungsverfahren ermittelt.

(3) Die Unsicherheiten von Korrelationen (Funktionen oder Tabellen) physikalischer Zusammenhänge sind zu ermitteln. Sie gehen entweder unmittelbar oder durch Zuschläge in die Auslegung ein.

Hinweis:

Unsicherheiten können auch systematische Fehler (der Messergebnisse) und Skalierungseffekte (falls die Versuche nicht im Originalmaßstab durchgeführt wurden) sein.

6.4 Festlegung des Gültigkeitsbereichs

Der Gültigkeitsbereich einer Korrelation ist zu ermitteln. Er bestimmt sich aus den zu Grunde liegenden Messdaten. Extrapolationen sind zulässig, wobei begründete Aussagen über die Unsicherheiten im extrapolierten Bereich zu treffen sind.

6.5 Validierung

(1) Empirische Korrelationen bedürfen der Validierung. Im Validierungsprozess ist die Robustheit der Korrelation im Gültigkeitsbereich zu zeigen.

(2) Bei empirischen Korrelationen, bei denen das angenommene Funktional nicht aus physikalischen Gesetzmäßigkeiten abgeleitet ist, hat die Validierung der Korrelation auf der Basis von unabhängigen Daten zu erfolgen, d. h. diese Daten dürfen nicht zur Entwicklung der Korrelation herangezogen worden sein.

Hinweis:

Dies kann zum Beispiel durch vorherige Aufteilung der experimentellen Daten erzielt werden. Mögliche Aufteilungskriterien sind eine zufällige Auswahl der Daten oder die Durchführung zusätzlicher Experimente mit einem vergleichbaren Aufbau.

(3) Zum Nachweis, dass die Korrelation die Validierungsdaten mit ausreichender Genauigkeit oder aber zumindest konservativ beschreibt, sind geeignete statistische Methoden zu verwenden.

Hinweis:

Z. B. kann mit den in der DIN-ISO 5479 angegebenen Methoden getestet werden, ob die Verteilung der Messergebnisse um die Korrelation normalverteilt ist. In diesem Fall kann die t-Verteilung verwendet werden. Ansonsten sind andere Methoden anzuwenden.

Anhang A

Repräsentative Ereignisse für die Kernausslegung

A.1 - Repräsentative Ereignisse für die Kernausslegung (DWR)		
Nr.	Ereignis (Zustand)	Erläuterungen
Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)		
D1	Normalbetrieb (Leistungsbetrieb, Lastwechsel, An-/Abfahren, Stillstandskühlen, BE-Wechsel, BE-Lagerkühlung, Instandhaltungssituationen, Druckprüfungen)	Der Normalbetrieb wurde aufgenommen, da hier Ausgangszustände für alle Ereignisse festgelegt werden.
Sicherheitsebene 2 (anomaler Betrieb)		
D2.1	Verringerte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem	
D2.1.1	Lastabwurf auf Eigenbedarf	relevant für Anforderungen an die Begrenzungseinrichtung
D2.1.2	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation (z. B. bei Verlust des Kondensatorvakuums)	
D2.1.3	Unbeabsichtigtes Schließen einzelner Frischdampf-Absperrarmaturen	
D2.1.4	Notstromfall, kurzzeitig (≤ 2 h)	
D2.1.5	Ausfall einer Hauptspeisewasserpumpe	relevant für Leistungsbegrenzungen, abgedeckt durch D2.1.1
D2.2	Verringerung des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem	
D2.2.1	Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen	abgedeckt durch D2.1.4
D2.2.2	Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe	
D2.3	Fehlerhafte Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung	
D2.3.1	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerelementen/Steuerelement-Bänken	
D2.3.2	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus anschließenden Systemen (z. B. Umgehung der Rekuperativ-Wärmetauscher des Volumenregelsystems)	
D2.3.3	Ungünstigste Fehlbeladung des reaktivsten Brennelementes	Nur beim Beladevorgang (nicht beim Anfahren)
D2.4	Leckagen von Primärkühlmittel / Abnahme des Kühlmittel-Inventars	
D2.4.1	Fehlöffnen eines Druckhalterabblaseventils	limitierende Drucktransiente hinsichtlich DNB-Auslegung
Sicherheitsebene 3 (Störfall)		
D3.1	Erhöhte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem	
D3.1.1	Leck/Bruch in der Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters	repräsentatives Ereignis hinsichtlich Rekritikalität
D3.2	Verringerte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem	
D3.2.1	Ausfall aller betrieblicher Speisewasserversorgungen	repräsentatives Ereignis für die Anforderung der Notbespeisung (An-/Abfahrpumpen, Notspeisepumpen)
D3.2.2	Rückgang des Kerndurchsatzes durch Bruch einer Hauptkühlmittelpumpenwelle oder Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe	

D3.3	Fehlerhafte Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung	
D3.3.1	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerelementen/Steuerelement-Bänken bei Ausfall des ersten Ansprechwerts der Leistungsbegrenzung	
D3.3.2	Unbeabsichtigte Reaktivitätszufuhr (z. B. Deionateinspeisung mit Ausfall von Begrenzungen oder vorgelagerter Maßnahmen)	
D3.3.3	Auswurf des wirksamsten Steuerelementes	
D3.4	Leckagen von Primärkühlmittel /Abnahme des Kühlmittel-Inventars	
D3.4.1	Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Rohrleitungen der druckführenden Umschließung, kleine Rissöffnungen, offene Abblasestränge, Reflux-Condenser)	Beim Reflux-Condenser Reaktivitätszufuhr durch Deionateintrag
D3.4.2	Mittleres/großes Leck in den Kühlmittleitungen der druckführenden Umschließung (je nach Bruchausschlussqualität [0,1 F, 2F] und Nachweisziel)	Für bestimmte Nachweisziele ist grundsätzlich der 2F-Bruch zu unterstellen.
D3.4.3	Dampferzeuger-Heizrohrversagen (kurzzeitig, $\leq 2F$) mit Dampfabgabe über Dach	
D3.4.4	Leck im Nachkühlsystem an beliebigen Stellen außerhalb des Sicherheitsbehälters im Ringraum während des Nachwärmeabfuhrbetriebes	
D3.5	Einwirkungen von außen	
D3.5.1	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	
Sicherheitsebene 4a (spezielle, sehr seltene Ereignisse)		
D4.1	Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschalt-systems (ATWS)	
D4.1.1	Ausfall der Hauptwärmesenke, z. B. durch Verlust des Kondensatorvakuums oder Schließen der Frischdampfschieber, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung.	Schließen der Frischdampfschieber meint Schließen der FDU
D4.1.2	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	
D4.1.3	Maximaler Anstieg der Dampfantnahme, z. B. durch Öffnen einzelner Frischdampfumleit- oder Frischdampfsicherheitsventile	Vollständiges fehlerhaftes Öffnen der FDU oder aller Sicherheitsventile ist keine Betriebstransiente
D4.1.4	Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	
D4.1.5	Maximale Reduzierung des Kühlmitteldurchsatzes	
D4.1.6	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Volllast und „heiß unterkritisch“	Fehler in der betrieblichen Regelung
D4.1.7	Druckentlastung durch unbeabsichtigtes Öffnen eines Druckhaltersicherheitsventils	
D4.1.8	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung.	
D4.2	Einwirkungen von außen	
D4.2.1	Flugzeugabsturz	
D4.2.2	Anlagenexterne Explosion, anlagenexterner Brand	

A.2 - Repräsentative Ereignisse für die Kernauslegung (SWR)		
Nr.	Ereignis (Zustand)	Erläuterungen
Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)		
S1	Normalbetrieb (Leistungsbetrieb, Lastwechsel, An-/Abfahren, Stillstandskühlen, BE-Wechsel, BE-Lagerkühlung, Instandhaltungssituationen, Druckprüfungen)	Der Normalbetrieb wurde aufgenommen, da hier Ausgangszustände für alle Ereignisse festgelegt werden und thermohydraulische Stabilität zu gewährleisten ist.
Sicherheitsebene 2 (anomaler Betrieb)		
S2.1	Anstieg des Reaktordrucks	
S2.1.1	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation (z. B. bei Verlust des Kondensatorvakuums)	
S2.1.2	Unbeabsichtigtes Schließen aller Durchdringungs-Armaturen	
S2.2	Anstieg des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem	
S2.2.1	Fehlfunktion der Regelung, die zu einem Anstieg des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem führt	
S2.3	Verringerung des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem	
S2.3.1	Ausfall mehrerer oder aller Zwangsumwälzpumpen	Stabilität im Endzustand ist zu betrachten
S2.4	Verringerte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem	
S2.4.1	Notstromfall, kurzzeitig (≤ 2 h)	abgedeckt durch S2.1.1
S2.4.2	Ausfall (einer) aller Hauptspeisewasserpumpen	
S2.5	Anstieg des Kühlmittelinventars des Reaktorkühlsystems	
S2.5.1	Fehlfunktion der Speisewasserregelung, die zu einem Anstieg des Speisewasserdurchsatzes führt	
S2.6	Fehlerhafte Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung	
S2.6.1	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerstäben/Steuerstab-Gruppen	
S2.6.2	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus anschließenden Systemen (z. B. Fehleinspeisung von Nachspeisesystemen oder Ausfall von Hochdruck-Vorwärmern)	
S2.6.3	Fehlerhaftes Sammeleinfahren aller Steuerstäbe bei hoher Leistung	
S2.6.4	Ungünstigste Fehlbeladung des reaktivsten Brennelementes	Nur beim Beladevorgang (nicht beim Anfahren)
Sicherheitsebene 3 (Störfall)		
S3.1	Anstieg des Reaktordrucks	
S3.1.1	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation (z. B. bei Verlust des Kondensatorvakuums) bei Ausfall des ersten Ansprechwerts des Reaktorschutzsystems	
S3.1.2	Unbeabsichtigtes Schließen aller Durchdringungs-Armaturen bei Ausfall des ersten Ansprechwerts des Reaktorschutzsystems	
S3.2	Anstieg des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem	
S3.2.1	Fehlfunktion der Regelung, die zu einem Anstieg des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem führt, bei Ausfall des ersten Ansprechwerts des Reaktorschutzsystems	
S3.3	Fehlerhafte Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung	
S3.3.1	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerstäben/Steuerstabgruppen bei Ausfall des ersten Ansprechwerts des Reaktorschutzsystems	

S3.3.2	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus anschließenden Systemen (z. B. Fehleinspeisung von Nachspeisesystemen oder Ausfall von Hochdruck-Vorwärmern) bei Ausfall des ersten Ansprechwerts des Reaktorschutzsystems	
S3.3.3	Herausfallen des wirksamsten Steuerstabs	Der maximal mögliche Fallweg ist durch die Klinken begrenzt.
S3.4	Leckagen des Reaktorkühlsystems / Abnahme des Kühlmittelinventars	
S3.4.1	Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Rohrleitungen der druckführenden Umschließung, kleine Rissöffnungen)	
S3.4.2	Mittleres/großes Leck in den Kühlmittleitungen der druckführenden Umschließung (je nach Bruchausschlussqualität [0, 1 F, 2F] und Nachweisziel)	Für bestimmte Nachweisziele ist grundsätzlich der 2F-Bruch zu unterstellen.
S3.4.3	80 cm ² Leck am Reaktordruckbehälter-Boden	
S3.5	Einwirkungen von außen	
S3.5.1	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	
Sicherheitsebene 4a (spezielle, sehr seltene Ereignisse)		
S4.1	Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)	Für ATWS Ereignisse wird angenommen, dass der Mutternachlauf für die Steuerstäbe wirksam ist.
S4.1.1	Ausfall der Hauptwärmesenke, z. B. durch Verlust des Kondensatorvakuums oder Schließen der Frischdampf-Umleitstation, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung.	
S4.1.2	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	
S4.1.3	Maximaler Anstieg der Dampfentnahme, z. B. durch Öffnen der Umleitstation oder der Sicherheits- und Entlastungsventile	
S4.1.4	Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	
S4.1.5	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerstäben oder Steuerstabgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Volllast und heißer Bereitschaftszustand	
S4.1.6	Maximaler Abfall der Speisewassertemperatur.	
S4.1.7	Durchdringungsabschluss bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung	
S4.1.8	Durchdringungsabschluss bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	
S4.1.9	Maximaler Anstieg des Speisewasserdurchsatzes	
S4.1.10	Hochfahren der Umwälzpumpen mit maximaler Stellgeschwindigkeit	
S4.2	Einwirkungen von außen	
S4.2.1	Flugzeugabsturz	
S4.2.2	Anlagenexterne Explosion, anlagenexterner Brand	

Anhang B

Bestimmungen, auf die in dieser Regel verwiesen wird

(Die Verweise beziehen sich nur auf die in diesem Anhang angegebene Fassung. Darin enthaltene Zitate von Bestimmungen beziehen sich jeweils auf die Fassung, die vorlag, als die verweisende Bestimmung aufgestellt oder ausgegeben wurde.)

AtG		Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz – AtG) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), das durch Artikel 1 des Gesetzes vom 31. Juli 2011 (BGBl. I S. 1704) geändert worden ist
StrlSchV		Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459), die zuletzt durch Artikel 1 der Verordnung vom 4. Oktober 2011 (BGBl. I S. 2000) geändert worden ist
Sicherheitskriterien	(1977-10)	Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21. Oktober 1977 (BAnz. Nr. 206 vom 3. November 1977)
Störfall-Leitlinien	(1983-10)	Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV (Störfall-Leitlinien) vom 18. Oktober 1983 (Beilage zum BAnz. Nr. 245 vom 31. Dezember 1983)
RSK-Leitlinien	(1996-11)	RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren vom 14. Oktober 1981 (Banz 1982, Nr. 69a), mit Änderungen in Abschnitt 21.1 (BAnz 1984, Nr. 104), in Abschnitt 21.2 (BAnz 1983, Nr. 106) und in Abschnitt 7 (BAnz 1996, Nr. 158a); mit Berichtigung (BAnz 1996, Nr. 214)
KTA 3101.2	(ÄE 2011-11)	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an die Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme
KTA 3101.3	i.V.	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren Teil 3: Mechanische und thermische Auslegung
KTA 3301	(1984-11)	Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren
KTA 3303	(1990-06)	Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren
DIN 1319-4	(1999-02)	Grundlagen der Messtechnik - Teil 4: Auswertung von Messungen; Messunsicherheit
DIN ISO 5479	(2004-01)	Statistische Auswertung von Daten - Tests auf Abweichung von der Normalverteilung (ISO 5479:1997)

Dokumentationsunterlage zur Regeländerung

KTA 3101.1

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

Inhalt

- 1 Auftrag des KTA
- 2 Beteiligte Personen
- 3 Erarbeitung der Regeländerung
- 4 Berücksichtigte Unterlagen
- 5 Ausführungen zur Regeländerung

1 Auftrag des KTA

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) hat auf seiner 62. Sitzung am 13. November 2007 folgende Beschlüsse bezüglich der Regel KTA 3101.1 gefasst:

Beschluss-Nr.: 62/8.4.1/1 vom 13.11.2007

Der Unterausschuss REAKTORKERN UND SYSTEMAUSLEGUNG (JA-RS) wird beauftragt, federführend den Entwurf zur Änderung der Regel

KTA 3101.1 Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren;
Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung
(Fassung 1980-02)

mit einer Dokumentationsunterlage durch ein Arbeitsgremium erarbeiten zu lassen.

Der Anpassungsbedarf betrifft insbesondere folgende Punkte:

- statistische Methoden,
- Korrelationen,
- gekoppelte Modelle,
- Stabilität,
- Kompatibilität und
- Bypassproblematik.

Die Geschäftsstelle wird beauftragt, diesen Beschluss zur Regel KTA 3101.1 dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit zur Veröffentlichung im BAnz. zuzuleiten.

Beschluss-Nr.: 62/8.4.1/2 vom 13.11.2007

Der Unterausschuss REAKTORKERN UND SYSTEMAUSLEGUNG (JA-RS) wird beauftragt, den Entwurfsvorschlag zur Änderung der Regel KTA 3101.1 zu prüfen und eine Beschlussvorlage für den KTA zu erarbeiten.

2 Beteiligte Personen

2.1 Zusammensetzung des Arbeitsgremiums KTA 3101.1

Dr. C. v. Charzewski	TÜV SÜD Energietechnik
Dr.-Ing. H. Glaeser	GRS
Dr. Goers	TÜV NORD SysTec
Dr. I. Großhans (ab 2008-08)	RWE Power
Dipl.-Ing. FH K. Kühnel (Obmann)	AREVA NP
Dr. C.-H. Lefhalm	RWE Power
Dipl.-Ing. H. Püschel	E.ON Kernkraft
W. Weber	EnBW Kernkraft

2.2 Zugezogene Fachleute

Dr. F. Wehle	AREVA NP
Dr. O. Wieckhorst	AREVA NP

2.3 Zusammensetzung des KTA-Unterausschusses REAKTORKERN UND SYSTEMAUSLEGUNG (UA-RS)

Vertreter der Hersteller und Ersteller von Atomanlagen:

Professor Dr. H.-D. Berger	AREVA NP
Dipl.-Ing. E. Königstein	AREVA NP

Vertreter der Betreiber von Atomanlagen:

Dipl.-Ing. A. Hüttmann (ab 2010-11)	VENE (Stellvertreter ab 2010-11: Dr. I. Neuhaus, VENE)
Dipl.-Phys. W. Schäfer (ab 2008-11)	EnBW Kernkraft
Dr.-Ing. F. Sommer	E.ON Kernkraft (Stellvertreter: Dipl.-Ing. H. Püschel, E.ON Kernkraft)
Dr. V. Noack	RWE Power (Stellvertreter bis 2010-11: Dipl.-Ing. A. Hüttmann, VENE)

Vertreter des Bundes und der Länder:

GDir Dr. K. Kändler (bis 2008-11)	UVM-BW
GDir T. Riehme (ab 2008-11)	(Stellvertreter bis 2008-11: GDir H. Korr, UVM-BW Stellvertreter ab 2008-11: OGR Dr. A. Löffert, UVM-BW)
Dr. H. v. Raczeck	MJGI-SH (Stellvertreter: Fieber, NMU 2. Stellvertreter ab 2009-11: Dipl.-Ing. E. Rühl, NMU)
RDir'n Dr. C. Wassilew (bis 2008-11)	BMU
WissDir Dr. J. Wolf (ab 2008-11)	(Stellvertreter bis 2008-11: ORR K. Weidenbrück, BMU Stellvertreter ab 2008-11: RR'n C. Engelhard, BMU)

Vertreter der Gutachter und Beratungsorganisationen:

Dipl.-Math. M. Brettner (ab 2008-11)	für: RSK
Dipl.-Ing. J.P. Weber (bis 2008-11)	GRS
W. Pointner (ab 2008-11)	(Stellvertreter bis 2009-11: Dr. K. Reinke, TÜV SÜD Energietechnik Stellvertreter ab 2009-11: Dr. C. v. Charzewski, TÜV SÜD Energietechnik)
Dr. H. Wimmer (ab 2009-11)	TÜV SÜD Industrieservice (Stellvertreter ab 2009-11: Dr. C. v. Charzewski, TÜV SÜD Energietechnik)

Vertreter sonst. Behörden, Organisationen und Stellen:

Dr. A. Kastenmüller (ab 2010-11)	FRM II
Dr. I. Neuhaus (bis 2010-10)	
R. Bethmann (bis 2008-11)	für: DGB
A. Failer (ab 2008-11)	(Stellvertreter bis 2008-11: F. Hennig Stellvertreter ab 2008-11: W. Meurer)

2.4 Zuständige Mitarbeiter der KTA-Geschäftsstelle

Dr. M. Petri

KTA-GS

3 Erarbeitung der Regeländerung

3.1 Erstellung des Regeländerungsentwurfsvorschlags

(1) Das Arbeitsgremium KTA 3101.1 erarbeitete den Regeländerungsentwurfsvorschlag in 20 Sitzungen; diese fanden statt:

1. Sitzung am 8. September 2004 bei Framatome ANP (jetzt: AREVA NP) in Erlangen
2. Sitzung am 12. Januar 2005 bei E.ON Kernkraft in Hannover
3. Sitzung am 26. April 2007 bei AREVA NP in Erlangen
4. Sitzung am 10. Juli 2007 beim TÜV SÜD Energietechnik in Mannheim
5. Sitzung am 22. August 2007 bei RWE Power in Essen
6. Sitzung am 3. Dezember 2007 bei der GRS in Köln
7. Sitzung am 10. Januar 2008 bei AREVA NP in Erlangen
8. Sitzung am 22. April 2008 bei EnBW in Neckarwestheim
9. Sitzung am 18. Juni 2008 bei E.ON Kernkraft in Hannover
10. Sitzung am 21. August 2008 beim TÜV NORD SysTec in Hamburg
11. Sitzung am 29. Oktober 2008 bei AREVA NP in Erlangen
12. Sitzung am 29. Januar 2009 beim TÜV SÜD Energietechnik in Mannheim
13. Sitzung am 18. März 2009 bei der GRS in Garching
14. Sitzung am 16. Juni 2009 bei EnBW in Neckarwestheim
15. Sitzung am 5. August 2009 beim TÜV NORD SysTec in Hamburg
16. Sitzung am 5. November 2009 bei AREVA NP in Erlangen
17. Sitzung am 20./21. Januar 2010 bei E.ON Kernkraft in Hannover
18. Sitzung am 25. März 2010 beim TÜV SÜD Energietechnik in Mannheim
19. Sitzung am 7. Juli 2010 bei AREVA NP in Erlangen
20. Sitzung am 26. August 2010 beim TÜV NORD SysTec in Hamburg

(2) Im Anschluss an die 20. Sitzung fand eine gemeinsame Sitzung der Arbeitsgremien KTA 3101.1, 3101.2 und 3103 statt am 14. Oktober 2010 bei AREVA NP in Erlangen

mit dem Ziel, die von den jeweiligen Arbeitsgremien vorgelegten Regeländerungsentwurfsvorschläge zu harmonisieren. In der Folge wurden noch geringfügige Änderungen am Regeländerungsentwurfsvorschlag vorgenommen.

(3) Im Nachgang zur 20. Sitzung des Arbeitsgremiums am 26. August 2010 und der gemeinsamen Sitzung am 14. Oktober 2010 wurde der Regeländerungsentwurfsvorschlag mit Stand vom 14. Oktober 2010 vom Arbeitsgremium einstimmig zur Vorlage an den Unterausschuss REAKTORKERN UND SYSTEMAUSLEGUNG (UA-RS) verabschiedet, mit der Empfehlung, den Vorschlag zum Fraktionsumlauf freizugeben.

(4) Auf seiner 13. Sitzung am 5. November 2010 nahm der UA-RS noch einige geringfügige Änderungen am vom Arbeitsgremium vorgelegten Entwurf vor und beschloss, den Regeländerungsentwurfsvorschlag mit Stand vom 5. November 2010 für den Fraktionsumlauf freizugeben. Der Fraktionsumlauf fand statt vom 1. Dezember 2010 bis zum 28. Februar 2011.

3.2 Erstellung des Regeländerungsentwurfs

(1) Aus dem Fraktionsumlauf gingen 112 Kommentare von 4 Einwendern ein. Diese Kommentare wurden vom Arbeitsgremium auf 3 weiteren Sitzungen

21. Sitzung am 7. Juni 2011 beim TÜV-SÜD Energietechnik in Mannheim
22. Sitzung am 5. und 6. Juli 2011 bei RWE in Essen
23. Sitzung am 22. und 23. August 2011 bei E.ON Kernkraft in Hannover

behandelt und der Regeländerungsentwurfsvorschlag anhand der Kommentare überarbeitet.

(2) Das Arbeitsgremium KTA 3101.1 hat den überarbeiteten Regeländerungsentwurfsvorschlag zu Ende seiner 23. Sitzung am 23. August 2011 einstimmig zur Vorlage an den UA-RS verabschiedet, mit der Empfehlung, dem KTA den überarbeiteten Vorschlag als Regeländerungsentwurfsvorlage vorzulegen.

(3) Auf seiner 15. Sitzung am 7. September 2011 beriet der UA-RS über den Regeländerungsentwurfsvorschlag, nahm noch einige geringfügige Änderungen vor und beschloss, den Regeländerungsentwurfsvorschlag in der Fassung vom 7. September 2011 dem KTA vorzulegen.

(4) Der KTA hat diese Regeländerungsentwurfsvorlage auf seiner 66. Sitzung am 15. November 2011 als Regeländerungsentwurf in der Fassung 2011-11 verabschiedet. Die Bekanntmachung des BMU erfolgte im Bundesanzeiger Nr. 188 am 14.12.2011.

3.3 Erstellung der Regeländerung

4 Berücksichtigte Unterlagen

4.1 Nationale Unterlagen

- DIN 1319-1 „Grundlagen der Messtechnik - Teil 1: Grundbegriffe“, 1995-01
- DIN 1319-2 „Grundlagen der Messtechnik - Teil 2: Begriffe für Messmittel“, 1995-10
- DIN 1319-3 „Grundlagen der Messtechnik - Teil 3: Auswertung von Messungen einer einzelnen Messgröße; Messunsicherheit“, 1996-05
- Sachstandsbericht zu KTA-BR 2 „Kühlung der Brennelemente“, KTA-GS-72, 2004-04
- Sachstandsbericht zu KTA-Basisregel 6 „Methodik der Nachweisführung“, KTA-GS-76, 2004-03
- Entwürfe der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien an die Auslegung des Reaktorkerns (Modul 2)“, Revisionen B bis D, 2006-09 bis 2009-04
- Entwürfe der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation (Modul 6)“, Revisionen B bis D, 2006-09 bis 2009-04

Hinweis:

Die im Anhang B zitierten Unterlagen wurden bei der Erarbeitung des Regeltextes ebenfalls berücksichtigt; sind jedoch hier nicht nochmals aufgeführt.

4.2 Internationale Unterlagen

- „Post Irradiation Structures in UO₂ Quenched Or Slowly Cooled From the Melt“, A. S. Bain, AECL-2587, 1966-08
- ISO/IEC 90003 „Software engineering -- Guidelines for the application of ISO 9001:2000 to computer software“, 2004-02

5 Ausführungen zur Regeländerung

5.1 Allgemeines

Die Regel wurde grundlegend überarbeitet. Durch die Einführung des Konzepts der Sicherheitsebenen mussten - neben den erforderlichen inhaltlichen Aktualisierungen der einzelnen Anforderungen - auch grundlegende strukturelle Anpassungen am Regeltext vorgenommen werden. Im Einzelnen:

5.2 Abschnitt „Grundlagen“

Der Abschnitt wurde komplett überarbeitet und an die aktuellen Vorgaben des KTA angepasst. Absatz (1) beschreibt die Einbettung in das übergeordnete Regelwerk (Gesetze, Verordnungen, Sicherheitskriterien, Störfall-Leitlinien). Absatz (2) beschreibt die Schnittstellen zu den beiden anderen Reaktorkernregeln (KTA 3101.2 und 3101.3). In Absatz (3) werden diejenigen Sicherheitskriterien benannt, zu deren Konkretisierung diese Regel im Wesentlichen beiträgt.

5.3 Abschnitt 1 „Anwendungsbereich“

Der Abschnitt wurde neu gegliedert. In der alten Fassung waren aus Störfallanalysen resultierende Anforderungen grundsätzlich von der Anwendung ausgeschlossen. Dieser generelle Ausschluss wurde im neuen Absatz (3) auf Kühlmittelverluststörfälle eingegrenzt, weil hier - aufgrund des offenen Kühlmittel-Kreislaufs - grundsätzlich andere thermohydraulische Phänomene zu betrachten sind als beim geschlossenen Kühlmittel-Kreislauf. Der gleiche Gedanke findet seinen Ausdruck im neuen Absatz (4), wo der Nichtleistungsbetrieb bei offenem Primärkreis (DWR) bzw. offenem Wasser-Dampf-Kreislauf (SWR) von der Anwendung ausgeschlossen ist. (Der Fall des offenen Kühlmittel-Kreislaufs wird durch KTA 3301 bzw. KTA 3303 abgedeckt.)

5.4 Abschnitt 2 „Begriffe“

Der Abschnitt wurde aktualisiert. Zur besseren Strukturierung der Begriffe wurden drei Unterabschnitte (Allgemeine, DWR-spezifische und SWR-spezifische Begriffe) eingeführt.

5.5 Abschnitt 3 „Sicherheitstechnische Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen“

(1) Der in der alten Fassung enthaltene Abschnitt „Allgemeine Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen“ wurde komplett überarbeitet. Die in der alten Fassung des Abschnitts enthaltenen wesentlichen Anforderungen finden sich - in aktualisierter Form - sowohl im neu gefassten Abschnitt 3 als auch in den Abschnitten 4.1 und 4.2.

(2) Die neue Fassung des Abschnitts 3 enthält die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen in einer systematischen Gliederung, strukturiert nach Sicherheitsebenen:

a) In Absatz (1) des Abschnitts 3.1 „Allgemeines“ wird klargestellt, dass unterschiedliche (übergeordnete) sicherheitstechnische Anforderungen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a bestehen. Absatz (2) verweist auf Anhang A (Ereignisliste), wo die Zuordnung der jeweils für die Kernausslegung zu betrachtenden Ereignisse zu den Sicherheitsebenen 1 bis 4a dargestellt ist. Absatz (3) verdeutlicht, dass die Sicherheitsebenen ein gestaffeltes Konzept (defense in depth) darstellen, wobei der Umfang der jeweils einzuhaltenden Anforderungen sich an der Ereignishäufigkeit orientiert. Absatz (4) verdeutlicht, dass Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung sich nicht allein aus der Thermohydraulik speisen, sondern auch aus anderen Analyse-

bereichen (z. B. neutronenphysikalische Auslegung - KTA 3101.2; oder thermomechanische Auslegung - KTA 3101.3); und die Anforderungen aus allen relevanten Analysebereichen bei der thermohydraulischen Auslegung zu berücksichtigen sind. Absatz (5) verweist auf die für die Kernausslegung relevanten Schutzziele und stellt klar, dass bei den Nachweisen Unsicherheiten nach Abschnitt 4.3 dieser Regel zu berücksichtigen sind. Absatz (6) enthält die für alle Sicherheitsebenen geltende Anforderung, dass die Druckbelastungen in der druckführenden Umschließung zu begrenzen sind. Im Rahmen der thermohydraulischen Auslegung kann die Begrenzung der Druckbelastungen auf den Reaktorkern und die RDB-Einbauten nur für die Sicherheitsebenen 1 bis 3 gewährleistet werden, was in Absatz (7) geregelt ist. In Absatz (8) wird klargestellt, dass für die Sicherheitsebene 4a spezifische Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung nur für den ATWS gegeben sind. In Absatz (9) wird das Verhältnis der sicherheitstechnischen Anforderungen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen zueinander beschrieben und durch eine Abbildung erläutert.

b) Die nachfolgenden Abschnitte 3.2 bis 3.5 enthalten die sicherheitstechnischen Anforderungen auf den jeweils für diese Regel betrachteten vier Sicherheitsebenen (1 bis 4a):

- Abschnitt 3.2 behandelt die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen auf der *Sicherheitsebene 1* (Normalbetrieb). Neu aufgenommen wurde in Absatz (1) die Gewährleistung der thermohydraulischen Stabilität des Reaktorkerns. Weiterhin ergeben sich *aus* den anderen Sicherheitsebenen (2 bis 3) ggf. Anforderungen *an* den Normalbetrieb derart, dass die Leistungsdichte bzw. die Abstände zu kritischen Siedezuständen durch die Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen auf Werte zu begrenzen sind, mit denen die zu betrachtenden Ereignisse auf den höheren Sicherheitsebenen (hier 2 bis 3) beherrscht werden können. Dies ist in Absatz (2) geregelt. Der neu hinzugekommene Absatz (3) beschreibt die grundsätzlichen Anforderungen hinsichtlich des Ausschlusses kritischer Siedezustände, die für DWR und SWR unterschiedlich gehandhabt werden. Absatz (4) ist ebenfalls neu verlangt, dass ein Abheben der Brennelemente vom unteren Kerngitter durch Aufströmkräfte vermieden wird.
- Abschnitt 3.3 legt die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen auf der *Sicherheitsebene 2* fest. Zentrales Auslegungsziel auf der Sicherheitsebene 2 ist die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit. Für die Brennelemente ist dieses Auslegungsziel explizit in Absatz (1) festgehalten und wird in Absatz (2) konkretisiert: Der Nachweis kann grundsätzlich auf zwei Arten gezeigt werden, nämlich die Begrenzung der Anzahl der Brennelemente die in den kritischen Siedezustand gehen auf weniger als 0,1% der Brennstäbe des Reaktorkerns oder durch Einhaltung werkstoffspezifischer Temperatur-Zeitkriterien für die Hüllrohre gemäß dem 1-Brennstab-Quantil. Für die weiteren Kernkomponenten ist in Absatz (3) geregelt, dass die Temperaturen und Drücke in der Weise begrenzt werden müssen, dass keine unzulässigen Werkstoffänderungen auftreten.
- Abschnitt 3.4 enthält die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen auf der *Sicherheitsebene 3*. Das wesentliche Auslegungsziel ist die Vermeidung bzw. Begrenzung von Brennstabschäden. Hierzu sind gemäß Absatz (1) Zirkon-Wasser-Reaktionen zu verhindern und nach Absatz (2) die Leistungsdichte zu begrenzen. Gemäß Absatz (3) ist der Erwartungswert der defekten Brennstäbe (zur Einhaltung der radiologischen Anforderungen) zu limitieren. Im nachfolgenden Absatz (4) werden Kriterien aufgelistet, die bei der Bestimmung der Erwartungswerts defekter Brennstäbe zu berücksichtigen sind (kritische Siedezustände bzw. Temperatur-Zeit Kriterien; Brennstoffschmelzen; schnelle Enthalpiezufuhr) und bei deren Vermeidung ein Brennstab als unbeschädigt betrachtet werden darf. In Absatz (5) wird klargestellt, dass für den Fall dass Brennstabschäden nicht ausgeschlossen sind, auch Folgeschäden zu betrachten sind.
- In Abschnitt 3.5 wird als neue Anforderung der auf der *Sicherheitsebene 4a* zu betrachtende ATWS eingeführt. Die Behandlung der Sicherheitsebene 4a in einer KTA-Regel stellt zwar eine Abweichung gegenüber der bisherigen Praxis dar, demgemäß in KTA-Regeln die erforderliche Schadensvorsorge (d. h. Sicherheitsebenen 1 bis 3) konkretisiert wird. Da der ATWS jedoch mittlerweile bei allen deutschen Anlagen standardmäßig im Rahmen der Kernausslegung berücksichtigt wird, hielt es das Arbeitsgremium für geboten, wohl definierte und praktikable Regelungen in Bezug auf die einzuhaltenen Randbedingungen zu formulieren. Absatz (1) enthält die wesentlichen beim ATWS einzuhaltenen Sicherheitsziele (Kühlbarkeit des Kerns und langfristige Unterkritikalität) und Absatz (2) die bei den ATWS-Analysen zu berücksichtigenden Randbedingungen (Ausgangszustand). Das Arbeitsgremium hält es in diesem Zusammenhang für erforderlich, darauf hinzuweisen, dass auf der Sicherheitsebene 4a grundsätzlich von *realistischen Randbedingungen* auszugehen ist. Dies gilt auch für den Ausgangszustand. Es macht aufgrund der - im Vergleich zu den Sicherheitsebenen 1 bis 3 - ohnehin höheren Unwägbarkeiten von Analysen auf der Sicherheitsebene 4a wenig Sinn, zu versuchen, alle - sei es auch noch so unwahrscheinlichen - Ausgangszustände in der Analyse abzudecken. Vielmehr reicht es aus, als Ausgangszustand der Analyse einen Zustand zu wählen, der geeignet ist, mit einer hohen Wahrscheinlichkeit alle typischen Anlagenzustände abzudecken. Dies ist nach Auffassung des Arbeitsgremiums mit dem Volllastzustand im Xenongleichgewicht bei ungünstigstem Zykluszeitpunkt der Fall. Ein klar definierter Ausgangszustand ist auch aufgrund einer möglichst hohen Nachvollziehbarkeit und Vergleichbarkeit der Analyseergebnisse sinnvoll und trägt dazu bei, die ohnehin auf der Sicherheitsebene 4a vorhandenen hohen Unwägbarkeiten zu minimieren.

5.6 Abschnitt 4 „Anforderungen an die Methoden für die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen“

(1) In diesem in seinen wesentlichen Inhalten neuem Abschnitt werden grundlegende Anforderungen an die Methoden der thermohydraulischen Auslegung formuliert. Teilweise wurden hier auch - inhaltlich aktualisierte - Anforderungen aus dem alten Abschnitt 3 übernommen (dies betrifft insbesondere Teile des Abschnitts 4.1).

(2) Abschnitt 4.1 „*Wesentliche Zusammenhänge der thermohydraulischen Auslegung von Reaktorkernen mit anderen Analysebereichen*“ beschreibt - in aktualisierter Form - die im Abschnitt 3 alter Fassung enthaltenen Verknüpfungen der thermohydraulischen Auslegung zu anderen Analysebereichen und fordert deren Beachtung. Die hieraus resultierenden Anforderungen werden in den nachfolgenden Abschnitten 4.2 bis 4.4 konkretisiert.

(3) Der inhaltlich neue Abschnitt 4.2 „*Gekoppelte Analysen*“ trägt dem Umstand Rechnung, dass in der Kernausslegung zunehmend gekoppelte Programmsysteme zum Einsatz kommen. Die besonderen Anforderungen beim Einsatz derart gekoppelter Programmsysteme / Modelle sind in diesem Abschnitt beschrieben. Absatz (1) erläutert, wann zwei Modelle als gekoppelt zu betrachten sind. Absatz (2) verweist auf ein typisches Beispiel von Programmkopplungen. Absatz (3) legt fest, welche besonde-

ren inhaltlichen Anforderungen an ein gekoppeltes System bestehen, während in Absatz (4) auf die Besonderheiten der Verifizierung und Validierung von gekoppelten Systemen eingegangen wird.

(4) Ebenfalls inhaltlich neu ist Abschnitt 4.3 „*Berücksichtigung von Unsicherheiten in der Kernausslegung*“. In diesem Abschnitt werden erstmals wesentliche Anforderungen an die Unsicherheitsbetrachtung bei der thermohydraulischen Auslegung, differenziert nach Sicherheitsebenen, aufgestellt:

- a) In Abschnitt 4.3.1 „*Grundanforderungen*“ wird allgemein festgelegt, welche technischen Quellen von Unsicherheiten (Absatz (1)) und welche Fehlerarten (systematisch / statistisch - Absatz (3)) zu betrachten sind. In Absatz (2) wird klargestellt, dass nicht alle, sondern die wesentlichen Unsicherheiten betrachtet werden müssen und in Absatz (4) wird festgestellt, dass die Unsicherheitsbetrachtung durch abdeckende oder statistische sowie durch Kombination beider Verfahren erfolgen darf.
- b) Die nachfolgenden Abschnitte 4.3.2 „*Abdeckende Behandlung von Unsicherheiten*“ und 4.3.3 „*Statistische Behandlung von Unsicherheiten*“ konkretisieren die an das jeweilige Verfahren zu stellenden Anforderungen; dabei wurden die gängigen statistischen Verfahren (Gauß-Verfahren bzw. RMS-Methode sowie Monte-Carlo-Simulation) explizit berücksichtigt.
- c) Aufgrund der erstmaligen Aufnahme der Sicherheitsebene 4a in den Anwendungsbereich der Regel war es erforderlich, die (in der Praxis unbetrittenen) Besonderheiten der Nachweisführung auf der Sicherheitsebene klar festzuhalten; dies ist in Abschnitt 4.3.4 „*Besonderheiten der Kernausslegung für die Sicherheitsebene 4a*“ erfolgt. Demgemäß sind nach Absatz (1) die Nachweise grundsätzlich mit realistischen (best-estimate) Methoden durchzuführen, es ist von realistischen Anfangs- und Randbedingungen auszugehen und alle Maßnahmen und Einrichtungen (auch betriebliche) dürfen als verfügbar vorausgesetzt werden. Absatz (2) enthält spezifische Randbedingungen für den ATWS: Der für die ATWS-Analysen zu unterstellende Ausgangszustand wird in (2) b) festgelegt (siehe auch die Erläuterungen zur Regeländerung hinsichtlich Abschnitt 3.5 (2) der KTA 3101.1). Ein gewisser Bruch der Systematik an die Nachweisanforderungen auf der Sicherheitsebene 4a ergibt sich durch die RSK-Empfehlung zum ATWS, demgemäß die Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen (im Kurzzeitbereich) nur dann in den Analysen berücksichtigt werden darf, wenn die entsprechende Ansteuerung ausreichend hochwertig ist. Die RSK-Anforderung wurde daher in (2) b) explizit aufgenommen.

(5) Im inhaltlich neuen Abschnitt 4.4 „*Vereinfachungen und Näherungen*“ wird festgestellt, dass Vereinfachungen und Näherungen in den Rechenmodellen und -verfahren, wie z. B. die Zusammenfassung von Brennstabgruppen, grundsätzlich zulässig sind. In einem nachfolgenden Hinweis wird klargestellt, dass sich die Zulässigkeit im jeweils konkreten Fall aus der Erfüllung der im nachfolgenden Abschnitt 4.5 „*Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit*“ aufgestellten Anforderungen ergibt.

(6) Der Abschnitt 4.5 „*Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit*“ ist ebenfalls neu. Dieser Abschnitt ist inhaltlich nahezu identisch mit Abschnitt 7.3 der überarbeiteten KTA 3101.2. Er behandelt die Verifizierung und Validierung von Rechensystemen zur Kernausslegung, wobei - erstmals in einer KTA-Regel - detailliert auf Unterschiede bei den Vorgehensweisen zur Validierung auf den verschiedenen Sicherheitsebenen eingegangen wird:

- a) In Abschnitt 4.5.1 „*Allgemeines*“ wird in Absatz (1) ganz grundsätzlich festgestellt, dass alle für die Kernausslegung eingesetzten Berechnungssysteme verifiziert und validiert sein müssen. Weiterhin sind sie gemäß den in KTA 3101.2 enthaltenen Anforderungen zu dokumentieren. Da die Genauigkeitsanforderungen an die Validierung je nach Einsatzfall unterschiedlich sind, wird im direkt anschließenden Absatz (2) klargestellt, dass das Verfahren zur Validierung abhängig ist von den Genauigkeitsanforderungen an die Ergebnisse. Im Absatz (3) werden die Unterschiede zwischen integraler und partieller Validierung angesprochen; zwar reicht bei Programmsystemen, die aus mehreren Einzelkomponenten aufgebaut sind, grundsätzlich eine integrale Validierung aus; jedoch wird in Absatz (3) sowie im anschließenden Hinweis deutlich gemacht, dass der Anwendungsbereich des Programmsystems - sofern möglich und sinnvoll - auch durch partielle Validierung der Einzelkomponenten nachgewiesen werden sollte.
- b) Abschnitt 4.5.2 „*Vorgehen bei der Validierung*“ enthält grundlegende Vorgaben zur Vorgehensweise. In Absatz (1) sind die wesentlichen Erkenntnisquellen aufgeführt, aus denen sich die Validierung speist (betriebliche Messungen, Experimente, Auswertung von Transienten, Vergleich mit anderen Berechnungssystemen). In Absatz (2) wird festgelegt, dass die zur Validierung herangezogenen Messergebnisse grundsätzlich den Betriebsbereich der Reaktoranlage hinsichtlich der wesentlichen Parameter überdecken sollen, ansonsten ist die Übertragbarkeit gesondert zu begründen. Absatz (3) enthält grundlegende Vorgaben an die Auswahl der Messergebnisse (Dokumentation, Qualität, Übertragbarkeit). Absatz (4) verweist für thermohydraulische Korrelationen und Tabellen auf die in Abschnitt 6 enthaltenen Anforderungen.
- c) Abschnitt 4.5.3 „*Sicherheitsebenen*“ behandelt die unterschiedlichen Vorgehensweisen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen. In Absatz (1) wird festgelegt, dass sich die Validierung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 primär auf Messergebnisse stützen soll, wobei aufgetretene Transienten - soweit möglich - einbezogen werden sollen. Absatz (2) stellt klar, dass sich die Validierung auf der Sicherheitsebene 3 neben Experimenten und Auswertungen von Transienten auch auf den Vergleich mit anderen Berechnungssystemen stützen darf. In Absatz (3) wird dem besonderen Umstand Rechnung getragen, dass für die auf der Sicherheitsebene 4a zu betrachtenden Phänomene eine integrale Validierung nicht immer möglich sein wird. Hier sollen vorzugsweise Modelle eingesetzt werden, welche auch für Nachweise auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 verwendet werden und partiell validiert sind. Ist dies nicht möglich, sind die Modelle entsprechend dem aktuellen Kenntnisstand aufzubauen und gesondert zu begründen.

5.7 Abschnitt 5 „*Spezielle Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung von Reaktorkernen*“

(1) In diesem Abschnitt finden sich - in aktualisierter Form - die im gleichnamigen Abschnitt 4 alter Fassung enthaltenen Anforderungen an die Ausgangsleistungsverteilung (vorher in Abschnitt 4.1, jetzt in Abschnitt 5.3), die Durchsatzverteilung (4.2 → 5.4), Druckdifferenzen (4.3 → 5.5), die Brennelementniederhaltung (4.4 → 5.6), die Wärmeübertragung an das Kühlmittel (4.5 → 5.7) und an angrenzende Systeme und Komponenten (4.6 → 5.8). Neu eingefügt wurden Abschnitt 5.1 „*Stabilität beim SWR*“ sowie Abschnitt 5.2 „*Kompatibilität*“. Im Einzelnen:

(2) Der inhaltlich neue Abschnitt 5.1 „*Stabilität beim SWR*“ konkretisiert die in Abschnitt 3.5 Absatz (1) enthaltene sicherheitstechnische Anforderung, demgemäß die thermohydraulische Stabilität des Reaktorkerns zu gewährleisten ist. Absatz (1) enthält die Forderung, den Reaktorkern so auszulegen und zu betreiben, dass im Normalbetrieb ein ausreichender Abstand zu dem

instabilen Bereich eingehalten wird. In einem sich anschließenden Hinweis wird zum besseren Verständnis das grundlegende Phänomen der - im Wesentlichen thermohydraulisch bedingten - Instabilität beim Siedewasserreaktor beschrieben, dessen wesentliche Ursache in den unterschiedlichen Werten des ein- zu zweiphasigem Druckverlustes liegt. Absatz (2) stellt klar, dass im Rahmen der Einhaltung der übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen auf den höheren Sicherheitsebenen (2 und 3) auch das Phänomen der thermohydraulischen Stabilität zu betrachten ist. Absatz (3) legt Anforderungen an den Nachweis der thermohydraulischen Stabilität im Normalbetrieb fest: Dieser muss entweder durch validierte Rechenprogramme oder direkt durch Messungen erfolgen.

(2) Der inhaltlich teilweise neue Abschnitt 5.2 „*Kompatibilität*“ beschreibt grundlegende Anforderungen an die thermohydraulische Kompatibilität (hydraulische Widerstände), die - gemäß des zugehörigen Hinweises - insbesondere bei Mischkernen zu beachten sind.

(3) Abschnitt 5.3 „*Ausgangsleistungsverteilung*“ enthält aktualisierte Anforderungen an die Ausgangsleistungsverteilung, die in der alten Fassung der Regel in Abschnitt 4.1 zu finden waren. Der bisher verwendete Begriff „Auslegungsleistungsverteilung“ wurde durch „Ausgangsleistungsverteilung“ ersetzt, weil hiermit nicht nur die bei der Auslegung der Anlage (im Sinne von Design) betrachtete (alles abdeckende) Leistungsverteilung gemeint ist, sondern - ggf. fallspezifisch - jeweils die Leistungsverteilung, die als Ausgangspunkt für die jeweils durchzuführenden (abdeckenden oder zyklusspezifischen) Analysen anzusetzen ist. In Absatz (1) wird gefordert, dass Ausgangsleistungsverteilungen für alle gemäß Anhang A zu betrachtenden Ereignisse auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a zu ermitteln sind, wobei klargestellt wird, dass der für die jeweilige Analyse ungünstigste Ausgangszustand aus der Sicherheitsebene 1 anzusetzen ist. Die in Absatz (2) enthaltene Aufzählung der bei der Ermittlung der Ausgangsleistungsverteilung zu betrachtenden Einflüsse wurde im die Punkte Leistungsdichtebegrenzung, Spaltstoffgehalt und Kühlmitteldruck ergänzt.

(4) Abschnitt 5.4 „*Durchsatzverteilung im Reaktorkern*“ ersetzt den gleichnamigen Abschnitt 4.2 alter Fassung.

a) Der Text im Unterabschnitt 5.4.1 „*Allgemeines*“ wurde in zwei Absätze aufgeteilt. Absatz (1) enthält die im Rahmen der Ermittlung der Durchsatzverteilung zu bestimmenden Größen, während Absatz (2) die dabei zu beachtenden physikalisch-technischen Phänomene beschreibt. In Absatz (1) wurden bei den zu ermittelnden Größen die hydraulischen Widerstände ergänzt. Absatz (2) wurde sprachlich verbessert.

b) Unterabschnitt 5.4.2 „*Durchsatzverteilung vor Kerneintritt*“ ist identisch zum gleichnamigen Unterabschnitt 4.2.2 alter Fassung.

c) Unterabschnitt 5.4.3 „*Durchsatz durch den Reaktorkern*“ stellt eine Aktualisierung des gleichnamigen Unterabschnitts 4.2.3 alter Fassung dar. Im Hinblick auf Bypässe wurde in Absatz (1) ergänzt, dass die Temperaturabhängigkeit der Auswirkungen von Bauspielen (konstruktionsbedingte Spalte) auf den Bypass zu beachten ist. In Absatz (3) wurde klargestellt, dass die Bypässe neben der Kühlung der Brennelemente auch die Kühlung der anderen Kernkomponenten (Instrumentierungsanlagen, Steuerelemente, Neutronenquellen, etc.) gewährleisten müssen.

d) Die nachfolgenden Unterabschnitte 5.4.4 bis 5.4.6 sind inhaltlich identisch zu den entsprechenden Abschnitten 4.2.4 bis 4.2.6 alter Fassung.

(5) Die Abschnitte 5.5 „*Druckdifferenzen im Reaktorkern*“, 5.6 „*Brennelementniederhaltung (DWR), Brennelementkästen (SWR)*“ und 5.7 „*Wärmeübertragung an das Kühlmittel*“ sind inhaltlich identisch zu den gleichnamigen Abschnitten 4.3, 4.4 und 4.5 alter Fassung.

(6) Dagegen wurde Abschnitt 5.8 „*Angrenzende Systeme und Komponenten*“ (bzw. dessen Unterabschnitt 5.8.2) grundlegend gegenüber dem gleichnamigen Abschnitt 4.6 alter Fassung überarbeitet:

a) Unterabschnitt 5.8.1 „*Gesamtdurchsatz und Auslegung der Kühlmittelpumpen*“ wurde vollinhaltlich aus dem gleichnamigen Unterabschnitt 4.6.1 alter Fassung übernommen.

b) Unterabschnitt 5.8.2 „*Schutz des Reaktorkerns vor unzulässigen Betriebszuständen*“ enthält nun in den Absätzen (5) und (6) detaillierte Anforderungen an die Überwachung des DNB-Verhältnisses (DWR) bzw. des MASL (SWR). Das vom Arbeitsgremium als nur sehr schwer verständlich erachtete Bild 4-2 der alten Fassung wurde gestrichen und durch ein neues Bild 5-2 mit einer schematischen Darstellung der Beziehungen zwischen DNBR- oder MASL-Werten des normalen und anomalen Betriebs ersetzt. Die im Bild 4-2 alter Fassung enthaltenen inhaltlichen Aussagen zur Verarbeitung der im Reaktorschutz und in Begrenzungseinrichtungen verwendeten Betriebsparameter sind nach Auffassung des Arbeitsgremiums wesentlich verständlicher in den Absätzen (3), (4) und (7) enthalten. Hinzu kommt, dass das Bild 4-2 alter Fassung Zusammenhänge verdeutlichen soll, die keine Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung des Reaktorkerns, sondern an die Auslegung des Reaktorschutzes bzw. der Schutzbegrenzung darstellen. Entsprechende Anforderungen sind in ausreichender Detaillierung und umfassend in KTA 3501 geregelt.

5.8 Abschnitt 6 „*Anforderungen an empirische Korrelationen*“

(1) Mit diesem Abschnitt wurden die Anforderungen des Abschnitts 5 alter Fassung inhaltlich aktualisiert. Hierzu wurde der Abschnitt neu strukturiert:

(2) Im Unterabschnitt 6.1 „*Allgemeines*“ wird festgelegt, was unter dem Begriff „Empirische Korrelationen“ zu verstehen ist (Absatz (1)), welche Korrelationen typischerweise in der thermohydraulischen Kernausslegung verwendet werden (Absatz (2)) und welche Schritte die Erstellung einer empirischen Korrelation umfasst (Absatz (3)). In Absatz (4) wird gefordert, dass alle Schritte bei der Erstellung einer empirischen Korrelation zu dokumentieren sind.

(3) Unterabschnitt 6.2 „*Experimentelle Grundlagen*“ stellt klar, dass Grundlage jeder empirischen Korrelation Experimente sind, die grundsätzlich so konzipieren sind, dass die Einsatzbedingungen im Reaktor hinreichend abgedeckt sind. Anderenfalls ist die Übertragbarkeit der Ergebnisse gesondert zu begründen.

(4) Unterabschnitt 6.3 „*Entwicklung von Korrelationen*“ macht deutlich, dass Korrelationen in unterschiedlichen Formen vorliegen können (funktionaler Zusammenhang oder Tabelle). Aufbauend auf der (vorher festzulegenden) Form sind die Koeffizienten zu bestimmen (Absatz (2)), wobei Unsicherheiten zu berücksichtigen sind (Absatz (3)).

(5) In Unterabschnitt 6.4 „*Festlegung des Gültigkeitsbereichs*“ wird klargestellt, dass zu jeder - im Rahmen der Kernausslegung verwendeten - Korrelation ein Gültigkeitsbereich zu ermitteln ist.

(6) Unterabschnitt 6.5 „*Validierung*“ enthält grundlegende Anforderungen an die Validierung. In Absatz (1) wird klargestellt, dass Korrelationen grundsätzlich zu validieren sind, um ihre Robustheit im Gültigkeitsbereich nachzuweisen. In (2) werden besondere Anforderungen an die Validierung gestellt, die immer dann greifen, wenn die funktionale Form der Korrelation (d. h. das angenommene Funktional) nicht aus physikalischen Gesetzmäßigkeiten abgeleitet wurde („reine Fitfunktion“). In diesem Fall dürfen die Daten, mit denen die (Fit-)Parameter des angenommenen Funktionals ermittelt wurden, nicht zur Validierung herangezogen werden; vielmehr muss die Validierung der Korrelation auf Basis von unabhängigen Daten erfolgen. Absatz (3) enthält die Anforderung, dass der (im Rahmen der Validierung zu erbringende) Nachweis, dass die Korrelation die Validierungsdaten mit ausreichender Genauigkeit beschreibt, durch geeignete statistische Verfahren zu erbringen ist. In einem anschließenden Hinweis wird ein entsprechendes Beispiel gegeben.