

**KTA 3101.2****Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren****Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung  
und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme****Vorbemerkung**

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) beabsichtigt, die zurzeit in der Fassung 1987-12 vorliegende Regel KTA 3101.2 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: 1987-12 (BAnz. Nr. 44a vom 4. März 1988)

**Änderungsentwurf****Inhalt**

	Seite
Grundlagen .....	3
1 Anwendungsbereich .....	4
2 Begriffe .....	4
3 Sicherheitstechnische Anforderungen an die neutronenphysikalische Auslegung und den Betrieb von Reaktorkernen .....	5
3.1 Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) .....	5
3.2 Sicherheitsebene 2 (anomaler Betrieb).....	6
3.3 Sicherheitsebene 3 (Störfälle).....	6
3.4 Sicherheitsebene 4a (sehr seltene zu betrachtende postulierte Ereignisse).....	6
4 Sicherheitstechnische Kenngrößen, Anforderungen und Maßnahmen .....	6
4.1 Sicherheitstechnische Kenngrößen .....	6
4.2 Anforderungen und Maßnahmen .....	6
5 Überwachung und Begrenzung der Leistungsdichte .....	8
5.1 Begrenzung der Leistungsdichte .....	8
5.2 Instrumentierung des Reaktorkerns .....	8
5.3 Erfassung des thermohydraulischen Betriebszustands .....	9
5.4 Einrichtungen und Maßnahmen zur Leistungsdichtebegrenzung .....	9
6 Systeme zur Reaktivitätssteuerung und Abschaltung .....	9
6.1 Allgemeine Anforderungen .....	9
6.2 Steuerstabsystem .....	10
6.3 Boriersysteme .....	10
7 Anforderungen an nukleare Berechnungssysteme .....	11
7.1 Allgemeine Anforderungen .....	11

7.2	Systembeschreibung und Randbedingungen.....	12
7.3	Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit.....	12
7.4	Anforderungen an die Dokumentation.....	13
Anhang A	Bestimmungen, auf die in dieser Regel verwiesen wird.....	14
	Dokumentationsunterlage zur Regeländerung .....	15

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

(3) Der Nachweis, dass diese übergeordneten Anforderungen erfüllt werden, wird u. a. durch sicherheitstechnische Analysen erbracht. Diese Analysen beziehen sich auf stationäre Zustände des Normalbetriebs, auf angenommene Ereignisabläufe des bestimmungsgemäßen Betriebs (Normalbetrieb und anomaler Betrieb) und auf Störfälle; sie werden üblicherweise verschiedenen Analysebereichen zugeordnet, wie zum Beispiel der nuklearen Kernausslegung, der thermohydraulischen Kernausslegung und der thermomechanischen Kernausslegung.

(4) Zur Regelreihe 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)

In diesem Teil 2 der Regelreihe KTA 3101 wird die erforderliche Vorsorge gemäß (1) für Kernkraftwerke bezogen auf die neutronenphysikalische Kernausslegung konkretisiert.

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

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

3101.1 Thermohydraulische Kernausslegung ▽	3101.2 Nukleare Kernausslegung ▽	3101.3 Thermomechanische Kernausslegung ▽	Daten werden bewertet bzw. an andere Analyse- Bereiche gegeben:
Abstand zu kritischen Siedezuständen Decay-Ratio (Stabilität - SWR)	Leistungsdichte	Brennstab- und Brennstofftemperaturen Kastenverformungen	Thermohydraulische Kernausslegung
Druckverluste Durchsatzverteilung Dichte- und Kühlmittel- temperaturverteilung im RDB	Reaktivität / Reaktivitätsbilanzen Leistungsdichte	zulässige BE / BE / Peak-Pellet Abbrände Brennstab- und Brennstofftemperaturen zulässige Leistungsdichtegradienten (PCI)	Nukleare Kernausslegung
Strömungskräfte	Neutronenfluenz Abbrand BE / BS / Peak-Pellet Leistungsdichte Leistungsgeschichten	Spaltgasinnendruck Oxidschichtdicken Dehnungen / Vergleichsspannungen Kastenverformungen	Thermomechanische Kernausslegung
Abstand zu kritischen Siedezuständen Druckverluste Dichte- und Kühlmittel- temperaturverteilung im RDB	Reaktivitätskoeffizienten Wirksamkeit / Geschwindigkeit der Abschaltssysteme max. absolute / differenzielle Reaktivitätszufuhr kinetische Parameter Leistungsdichte Leistungsgeschichten Abbrand BE / BS / Peak-Pellet Zerfallsleistung	Oxidschichtdicken Brennstab- und Brennstofftemperaturen zulässige Brennstab-Enthalpiewerte zulässiger Wasserstoffgehalt im Hüllrohr	Transienten- und Störfallanalysen
Decay-Ratio (Stabilität - SWR)	Neutronenfluss Leistungsdichte	zulässige Leistungsdichtegradienten (PCI)	Leittechnik
Durchsatzverteilung			Anlagen- thermohydraulik
	B10-Gehalt Zerfallsleistung Neutronenfluenz Nuklidinventar		Systemtechnik
	Nuklidinventar		Strahlenschutz

**Bild G-1:** Beispielhafte Ergebnisse der drei Analysebereiche der Kernausslegung und ihre typischen gegenseitigen Verknüpfungen sowie Verknüpfungen zu anderen Analysebereichen

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

(8) Die nuklearen sicherheitstechnischen Kenngrößen werden mit Hilfe der nuklearen Berechnungssysteme ermittelt. Diese sind geeignet zur Ermittlung von:

- Multiplikationsfaktor, Reaktivität,
- Neutronenflussdichte,
- Neutronenstromdichte,
- Gammaflussdichte,
- Reaktionsraten für Neutroneneinfang, Neutronenstreuung und Spaltung,
- Freisetzungsraten der thermischen Energie (Leistungsdichte),
- Abbrandverteilung und
- Änderung von Nuklidichten.

SICHERHEITSTECHNISCHE KENNGRÖSSE
Reaktorleistung
Leistungsdichteverteilung, Leistungsdichte
Abstand zu kritischen Siedezuständen
Wirksamkeit der Steuerstäbe
Geschwindigkeit der Schnellabschaltung
Reaktivitätsrate beim Fahren der Steuerstäbe
Wirksamkeit der Boriersysteme
Reaktivitätsrate beim Borieren
Abschaltreaktivität
Mittlerer Kernabbrand, Brennstababbrand, lokaler Abbrand
Reaktivitätskoeffizienten der - Kühlmitteltemperatur, - Kühlmitteldichte (Void), - Brennstofftemperatur (Doppler), - Borkonzentration
Abklingverhältnis / Decay-Ratio (SWR)
Kinetische Parameter

**Tabelle G-1:** Beispiel für sicherheitstechnische Kenngrößen

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

- Rechenmethode: Mathematische Modelle zur Lösung der Transportgleichung innerhalb eines Gebiets mit definierter Materialzusammensetzung, ergänzt durch die mathematische Beschreibung der Nuklidumwandlungen.
- Datensatz: Vom speziellen Anwendungsfall unabhängige, für einen größeren Analysebereich unverändert gültige Eingangsdaten, wie z. B.
  - eine Sammlung kernphysikalischer Konstanten, die den Bereich der für die Reaktortechnik wichtigen Nuklide und Kernreaktionen umfasst.  
Hierzu gehören:

- Wirkungsquerschnitte,
- Energieverteilung der Spaltneutronen und primären Gammastrahlung
- Zerfallskonstanten,
- Spaltproduktausbeuten,
- Neutronen- und Gammaausbeuten,
- Energiefreisetzung von Kernreaktionen.

bb) Stoffwerte, wie zum Beispiel die Zustandsgrößen von Wasser.

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

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

## 1 Anwendungsbereich

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

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

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

## 2 Begriffe

(1) Absorber, abbrennbare

Abbrennbare Absorber sind dem Brennstoff oder den Brennelementstrukturteilen beigefügte Nuklide mit hohem Absorptionsvermögen, deren Reaktivitätsbindung durch Nuklidumwandlung während des Leistungsbetriebs zeitlich begrenzt ist.

(2) Abschaltgeschwindigkeit des Schnellabschaltsystems

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

(3) Abschaltgeschwindigkeit des Boriersystems

Die Abschaltgeschwindigkeit des Boriersystems ist die durch die Zunahme der Borkonzentration im Reaktorkern bewirkte

zeitliche Abnahme der Reaktivität nach der Auslösung der Boreinspeisung.

#### (4) Abschaltreaktivität

Die Abschaltreaktivität ist die Reaktivität des durch Abschaltung mit den hierfür vorgesehenen Systemen in den unterkritischen Zustand gebrachten Reaktors.

**Hinweis:**

Die Abschaltreaktivität ist eine Funktion des Reaktorzustands nach der Abschaltung.

#### (5) Borkonzentration

Die Borkonzentration schließt den B-10-Gehalt als effektiven Wert ein.

#### (6) Kalibrierfehler eines Leistungsdichte-Überwachungssignals

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

**Hinweis:**

Der Kalibrierfehler eines Leistungsdichte-Überwachungssignals kann verursacht werden durch

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

#### (7) Kernüberwachungszone

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

#### (8) Leistungsdichte-Überwachungssignal

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

#### (9) Nettowirksamkeit des Schnellabschaltsystems

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

**Hinweis:**

Siehe hierzu Begriff "Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems".

#### (10) Nettowirksamkeit eines Boriersystems

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

**Hinweis:**

Siehe hierzu Begriff "Wirksamkeit eines Boriersystems".

#### (11) Reaktivitätskoeffizient

Der Reaktivitätskoeffizient eines Zustandsparameters ist der partielle Differentialquotient, der die Änderung der Reaktivität in Abhängigkeit von diesem Zustandsparameter beschreibt.

#### (12) Sicherheitsebenen

**Hinweis:**

Die Sicherheitsebenen sind im Entwurf der KTA 3103 definiert.

#### (13) Spurfehler eines Überwachungssignals

Der Spurfehler eines Überwachungssignals ist eine bei zu unterstellenden Störungen der Leistungsverteilung auftretende Abweichung des Überwachungssignals von seinem Sollwert.

**Hinweis:**

Der Spurfehler eines Überwachungssignals hängt ab von

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

#### (14) Validierung

Validierung ist der Prozess des Nachweises, dass die Eigenschaften eines Modells die abzubildenden realen Gegebenheiten (z. B. physikalische oder chemische Zustände / Vorgänge) im Hinblick auf die beabsichtigte Nutzung des Modells ausreichend genau reproduzieren.

#### (15) Verifikation

Verifikation ist der Prozess zum Nachweis, dass das implementierte Modell mit der konzeptionellen Beschreibung des Modells übereinstimmt.

#### (16) Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems

Die Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems ist die Reaktivitätsdifferenz zwischen einem kritischen Ausgangszustand des Normalbetriebs (Steuerstäbe in ihrer betrieblichen Stellung) und einem betrachteten Endzustand (Steuerstäbe in ihrer Endstellung nach Schnellabschaltung).

#### (17) Wirksamkeit eines Boriersystems

Die Wirksamkeit eines Boriersystems ist die Reaktivitätsdifferenz ausgehend vom Anfangszustand vor Anforderung des Boriersystems bis zum betrachteten Endzustand.

### 3 Sicherheitstechnische Anforderungen an die neutronenphysikalische Auslegung und den Betrieb von Reaktorkernen

(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 (Anticipated Transients Without Scram – ATWS - auf Sicherheitsebene 4a). Soweit für die Sicherheitsebenen unterschiedliche Anforderungen zu stellen sind, ist dies angegeben.

(2) Der Reaktorkern ist so auszulegen, dass gestaffelt nach den jeweiligen Anforderungen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a Reaktivitätskontrolle, Kernkühlung und Einschluss der radioaktiven Stoffe sichergestellt sind. Daraus ergeben sich Anforderungen an die Funktion und Wirksamkeit der angrenzenden Systeme.

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

(4) Im Folgenden sind die einzuhaltenden Anforderungen nach Sicherheitsebenen gegliedert. Die Sicherheitsebenen stellen ein gestaffeltes Konzept (defense in depth) dar, bei dem sich die Zuordnung der jeweils zu betrachtenden Ereignisse zu einer Sicherheitsebene an der Ereigniswahrscheinlichkeit orientiert.

#### 3.1 Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)

Die inhärenten Eigenschaften des Kerns zur Begrenzung von Reaktivitäts- und Leistungsanstiegen sind zu gewährleisten.

Die lokale Leistungsdichte ist 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. Die Abschaltfähigkeit mit den Steuerelementen sowie eine langfristige Unterkritikalität sind sicherzustellen.

### 3.2 Sicherheitsebene 2 (anomaler Betrieb)

Die zulässigen Werte der lokalen Leistungsdichte sind im Zusammenwirken mit den Begrenzungs- und den Reaktorschutzeinrichtungen einzuhalten, um die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennelemente zu gewährleisten. Ansonsten gelten die gleichen Anforderungen wie auf Sicherheitsebene 1.

### 3.3 Sicherheitsebene 3 (Störfälle)

(1) Die Leistung und Leistungsdichten sind im Zusammenwirken mit den inhärenten Eigenschaften des Reaktorkerns und dem Reaktorschutzsystem so zu begrenzen, dass Brennstabschäden grundsätzlich ausgeschlossen sind. Sollte dies im Einzelfall nicht möglich sein, ist nachzuweisen, dass die Kühlbarkeit des Kerns gewährleistet ist, unzulässige Belastungen der druckführenden Umschließung ausgeschlossen sind und die radiologischen Auswirkungen auf zulässige Werte begrenzt bleiben. Die Vorgaben des übergeordneten Regelwerks bezüglich eines zulässigen Schadensumfangs sind zu beachten.

(2) Die Schnellabschaltung und langfristige Unterkritikalität des Kerns ist zu gewährleisten. Eine kurzzeitige Rekritikalität ist zulässig, soweit hierbei die Anforderungen nach (1) eingehalten werden.

### 3.4 Sicherheitsebene 4a (sehr seltene zu betrachtende postulierte Ereignisse)

Beim unterstellten Ausfall des Schnellabschaltsystems ist der Druck in der druckführenden Umschließung auf zulässige Werte zu begrenzen und die langfristige Unterkritikalität und Kühlbarkeit zu gewährleisten.

## 4 Sicherheitstechnische Kenngrößen, Anforderungen und Maßnahmen

### 4.1 Sicherheitstechnische Kenngrößen

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

(2) Die im Normalbetrieb (Sicherheitsebene 1) zulässigen Wertebereiche der sicherheitstechnischen Kenngrößen sind durch repräsentative Analysen zu ermitteln. Kriterien für die zulässigen Wertebereiche sind:

- Einhaltung der von anderen Analyseebenen vorgegebenen Belastungsgrenzen für Reaktorkernbauteile,
- Einhaltung der in den Analysen von Ereignisabläufen des anomalen Betriebs (Sicherheitsebene 2), von Störfällen (Sicherheitsebene 3) und von zu betrachtenden ATWS-Ereignissen (Sicherheitsebene 4a) angenommenen oder als zulässig erwiesenen Ausgangszustände des Reaktorkerns,
- Gewährleistung der inhärenten Sicherheit des Reaktorkerns,

#### Hinweis:

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

- ein im Vergleich zu den Zeiten für Störfallerfassung und Schutzaktionen schneller, unkontrollierter Leistungsanstieg

aufgrund prompter Rückkopplungseigenschaften des Reaktorkerns begrenzt wird und

- bei Störfällen mit Druckabfall und Dampfblasenbildung auch ohne Schutzaktionen eine Selbstabschaltung oder eine Begrenzung der Spaltleistung auf zulässige Werte erfolgt.

- Einhaltung der in den Analysen von Ereignisabläufen des anomalen Betriebs (Sicherheitsebene 2), Störfällen (Sicherheitsebene 3) und zu betrachtenden ATWS-Ereignissen (Sicherheitsebene 4a) angenommenen Ausgangszustände und Wirksamkeiten der angrenzenden Systeme.

#### Hinweis:

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

- der Art des analysierten Zustands oder Ereignisses auf den zu betrachtenden Sicherheitsebenen,
- den spezifischen sicherheitstechnischen Anforderungen oder zulässigen Konsequenzen auf den zu betrachtenden Sicherheitsebenen,
- der angewandten Analyseverfahren und
- den zu berücksichtigenden Rechenunsicherheiten (Sicherheitsebenen 1 bis 3).

Der zulässige Wertebereich für eine gegebene Kenngröße ergibt sich aus dem gemeinsamen Bereich der als zulässig nachgewiesenen Werte aus allen relevanten Analysen.

(3) Analysen zur Ermittlung des zulässigen Wertebereichs der sicherheitstechnischen Kenngrößen dürfen auch exemplarisch durchgeführt werden, wenn sichergestellt ist, dass für die zu betrachtenden Ereignisabläufe die Zustandsparameter in konservativer Weise so gewählt werden, dass das Ergebnis der Analyse alle zu unterstellenden Ausgangszustände abdeckt.

### 4.2 Anforderungen und Maßnahmen

(1) Der Reaktorkern und die angrenzenden Systeme sind so auszulegen und zu betreiben, dass die sicherheitstechnischen Kenngrößen ihre als zulässig nachgewiesenen Wertebereiche im Normalbetrieb einhalten.

(2) Sicherheitstechnische Kenngrößen sind im Hinblick auf Einhaltung ihrer zulässigen Wertebereiche während des Normalbetriebs oder bei wiederkehrenden Prüfungen im erforderlichen Umfang zu überwachen. Es ist eine Instrumentierung des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme vorzusehen, die geeignet ist, solche sicherheitstechnischen Kenngrößen selbst oder ihnen zugeordnete Messgrößen zu erfassen. Eine Zuordnung möglicher Messgrößen zu sicherheitstechnischen Kenngrößen ist in **Tabelle 4-1** angegeben.

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

- Handmaßnahmen in Verbindung mit Betriebsvorschriften (einschließlich wiederkehrenden Prüfungen),
- Automatische Regeleinrichtungen,
- Automatische Begrenzungseinrichtungen oder
- Schnellabschaltung.

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

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

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

Nr.	Zuordnung möglicher Messgrößen		Sicherheitstechnische Kenngröße
	Druckwasserreaktor	Siedewasserreaktor	
1	Aufwärmspanne der Kühlkreisläufe, Wärmebilanz, Neutronenfluss, Gammafluss		Reaktorleistung
2	Neutronenflussverteilung außerhalb und innerhalb des Reaktorkerns, Kühlmitteltemperatur im Reaktorkern, Aufwärmspannen der Kühlkreisläufe, Gammaflussverteilung im Reaktorkern, Steuerstabstellungen	Neutronenflussverteilung im Reaktorkern,	Leistungsdichteverteilung, Leistungsdichte
3	wie bei Nr. 1 und 2 zusätzlich: Kühlmitteldruck, Kühlmitteltemperatur, Drehzahlen der Kühlmittelumwälzpumpen	Reaktordruck, Kerneintrittsunterkühlung, Drehzahlen der Kühlmittelumwälzpumpen Druckdifferenz	Abstand zu kritischen Siedezuständen
4	Eintauchtiefe der Steuerstäbe	(ist durch Nr. 9 abgedeckt)	Wirksamkeit der Steuerstäbe
5	Fallzeit der Steuerstäbe	Einschließzeit der Steuerstäbe	Abschaltgeschwindigkeit der Schnellabschaltung
6	Fahrgeschwindigkeit von Steuerstäben	Differentielle Steuerstabwirksamkeiten, Steuerstabfahrgeschwindigkeit, Anzahl und Position der gleichzeitig ausfahrbaren Steuerstäbe	Maximale Reaktivitätsrate beim Fahren der Steuerstäbe
7	Füllstand, Borkonzentration (einschließlich B-10-Gehalt) in Vorratsbehältern		Wirksamkeit der Boriersysteme
8	Förderleistung von Einspeisepumpen, Konzentration des eingespeisten Bors (einschließlich B-10-Gehalt)		Reaktivitätsrate bei der Boreinspeisung
9	Steuerstabstellung, Neutronenfluss, Kühlmitteltemperatur Borkonzentration (einschließlich B-10-Gehalt) im Kühlmittel,	Kritische Steuerstabbilder für den kalten kritischen Reaktor (unter Berücksichtigung des Steuerstababbrands)	Abschaltreaktivität
10	Zeitintegral der Leistung		Mittlerer Kernabbrand
11	Zeitintegral der Leistung, Leistungsdichteverteilung		Brennelementabbrand

**Tabelle 4-1:** Beispiel für eine Zuordnung möglicher Messgrößen zu sicherheitstechnischen Kenngrößen für den Reaktorkern und angrenzende Systeme

## 5 Überwachung und Begrenzung der Leistungsdichte

### 5.1 Begrenzung der Leistungsdichte

- (1) Die Leistungsdichte ist so zu begrenzen, dass
- die Anforderungen aus KTA 3101.1 zum bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2) erfüllt werden,
  - die sicherheitstechnisch relevanten Randbedingungen für die mechanische Auslegung der Brennstäbe zum bestimmungsgemäßen Betrieb eingehalten werden,
  - im Normalbetrieb die durch sicherheitstechnische Analysen als zulässig nachgewiesenen Ausgangswerte der Leistungsdichte für Ereignisse des anomalen Betriebs und für Störfälle im Sinne von 4.2 (1) eingehalten werden und
  - bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 2, 3 und 4a, die zu einer Erhöhung der Leistungsdichte oder einer Verschlechterung der Kühlung führen können, die gemäß KTA 3101.1 als zulässig nachgewiesenen Kühlungsbedingungen sowie die zulässigen Brennstoff- und Hüllrohrzustände eingehalten werden.

(2) Die einzuhaltenden Grenzwerte der Leistungsdichte sind nach 4.1 aus Analysen repräsentativer Ereignisabläufe abzuleiten.

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

#### Hinweis:

Die Grenzwerte der Leistungsdichte können in verschiedenen Bereichen des Reaktorkerns verschieden sein und berücksichtigen mögliche Einflüsse von BE-Typ, Abbrand und den lokalen thermohydraulischen Bedingungen (Druck, Temperatur, Blasengehalt, Massenstromdichte des Kühlmittels).

### 5.2 Instrumentierung des Reaktorkerns

Eine Instrumentierung des Reaktorkerns dient der Überprüfung der Leistungsdichteverteilung (Übereinstimmung der tatsächlichen mit der erwarteten Leistungsdichteverteilung) sowie der Überwachung der Leistungsdichte.

#### 5.2.1 Überprüfung der Leistungsdichteverteilung

(1) Zur Überprüfung der Leistungsdichteverteilung ist eine kontinuierlich oder diskontinuierlich anzeigende Instrumentierung des Reaktorkerns vorzusehen, soweit dies zur Erfüllung der Anforderungen nach 5.1 erforderlich ist.

#### Hinweis:

Beispiele für eine diskontinuierlich anzeigende Instrumentierung sind das Kugelmesssystem und das Fahrkammersystem mit den zugehörigen Auswerteeinrichtungen.

(2) Anzahl und Positionen der Messfühler müssen ausreichen, um signifikante Abweichungen der tatsächlichen von der erwarteten Leistungsdichteverteilung erkennen zu können. Insbesondere müssen azimutale Unsymmetrien der Leistungsdichteverteilung und lokal unterschiedliche axiale Leistungsdichteverteilungen durch das Messsystem erkannt werden können.

#### 5.2.2 Überwachung der Leistungsdichte

(1) Zur Überwachung der lokalen Leistungsdichte ist eine kontinuierlich anzeigende Instrumentierung des Reaktorkerns und der Kühlkreisläufe vorzusehen, soweit dies zur Erfüllung der Anforderungen nach 5.1 erforderlich ist.

#### Hinweis:

Als Messfühler für die kontinuierliche Überwachung der Leistungsdichte kommen in Frage:

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

(2) Anzahl und Positionen der Messfühler, ihre Kalibrierung und die Art der Signalbildung sind so zu wählen, dass unzulässige Erhöhungen der lokalen Leistungsdichte im Sinne von 5.1 in den einzelnen Kernüberwachungszonen erfasst werden können.

(3) Die Signale der Messfühler dürfen einzeln oder in Kombination miteinander zur Überwachung der Leistungsdichte herangezogen werden. Werden zur Ermittlung der ortsabhängigen Leistungsdichte die Anzeigen der Messfühler durch rechnerisch ermittelte Informationen über das Verhalten der Leistungsdichteverteilung ergänzt, so gelten für diese Rechenverfahren die Anforderungen des Abschnitts 7. Diese Information darf aus vorausgegangenen exemplarischen Rechnungen oder aus einer mitlaufenden Rechnung gewonnen werden.

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

- der Größe und Auslegung des Reaktorkerns,
- der Fahrweise der Anlage (Lastwechsel, Lastrampen),
- der anzunehmenden Ausfälle angrenzender Systeme (z. B. Ausfall der Leistungs-Verteilungs-Regelung) oder
- der anzunehmenden Steuerstab-Fehlstellungen

vorkommen können.

#### Hinweis:

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

- entweder zur maximalen Leistungsdichte in der zugeordneten Kernüberwachungszone oder
- zur Erhöhung der maximalen Leistungsdichte in der zugeordneten Kernüberwachungszone über einen bekannten Referenzwert.

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

- Steuerstab-Fahrbegrenzungen und -Fahrverriegelungen sowie
- die Auslegung der Systeme zur Betätigung und Stellungsüberwachung der Steuerstäbe.

(6) Das Instrumentierungssystem muss in der Sicherheitsebene 1 in der Lage sein, festzustellen, in welchem Bereich des betrieblichen Kennfelds der Reaktor betrieben wird. Sofern ungedämpfte Leistungsschwingungen auf der Sicherheitsebene 2 auftreten können, muss das Instrumentierungssystem ausreichend schnell sein, damit Gegenmaßnahmen rechtzeitig ausgelöst werden können.

(7) Anstiege der Leistungsdichte, die zu unzulässigen Werten führen können, müssen durch mehr als einen Messfühler erfasst werden (Informationsredundanz).

(8) Bei der Messwerterfassung und der Messwertverarbeitung sind Zeitverhalten und Spurtreue zu berücksichtigen.

#### 5.2.3 Mess- und Ansprechfehler

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

(2) Spurfehler, die bei den zu unterstellenden Leistungsdichte-Erhöhungen zu einer Unterschätzung der Leistungsdichte führen können, sind rechnerisch oder experimentell zu bestimmen.

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

### 5.3 Erfassung des thermohydraulischen Betriebszustands

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

#### Hinweis:

Messgrößen, die hierfür in Frage kommen, sind in KTA 3101.1, 5.8.2 angegeben.

### 5.4 Einrichtungen und Maßnahmen zur Leistungsdichtebegrenzung

Der Reaktorkern ist so auszulegen und zu betreiben, dass die Leistungsdichte auf die nach den Anforderungen nach Abschnitt 5.1 zulässigen Werte begrenzt werden kann. Soweit erforderlich, sind dazu Einrichtungen und Maßnahmen entsprechend 4.2 (3) zur Leistungsdichtebegrenzung vorzusehen, zum Beispiel

- Handmaßnahmen in Verbindung mit Betriebsvorschriften,
- automatische Regelungen,
- Steuerstab-Fahrbegrenzungen,
- automatisch wirkende Begrenzungen der integralen Leistung und der lokalen Leistungsdichte oder
- Schnellabschaltung.

#### Hinweis:

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

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

## 6 Systeme zur Reaktivitätssteuerung und Abschaltung

### 6.1 Allgemeine Anforderungen

(1) Es sind Systeme zur Reaktivitätssteuerung und Abschaltung vorzusehen; hierzu gehören Steuerstäbe, Boriersysteme und beim SWR die Pumpendrehzahlregelung.

#### Hinweise:

- Die Abschaltssysteme werden hinsichtlich ihrer Aufgabenstellung zusammengefasst zu Abschaltvorrichtungen.
- Die Abschaltvorrichtungen des Druckwasserreaktors sind
  - das Steuerstabsystem ggf. in Verbindung mit einem unterstützenden, erdbebengesicherten Boriersystem (z. B. Zusatzboriersystem) und
  - die Gesamtheit der weiteren Boriersysteme (z. B. Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem, Druckspeicher und Flutbehälter mit den dazu gehörenden Einspeisepumpen).
- Die Abschaltvorrichtungen des Siedewasserreaktors sind
  - das Steuerstabsystem mit hydraulischem Einschließen und
  - das Steuerstabsystem mit elektromechanischem Einfahren und ergänzend das Boriersystem

(4) Als Schnellabschaltssystem dient bei beiden Reaktortypen das Steuerstabsystem, beim SWR mit hydraulischem Einschließen.

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

#### Hinweis:

Sicherheitstechnische Kenngrößen eines Abschaltsystems sind:

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

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

(4) Die reaktivitätsseitigen Anforderungen an diese Systeme ergeben sich im Zusammenwirken mit folgenden Eigenschaften der nuklearen Kernausslegung:

- Überschussreaktivität zur Gewährleistung einer vorgegebenen Zykluslänge,
- Reaktivitätsrückwirkungen bei Änderungen der Leistung, der Kühlmitteltemperatur, der Kühlmitteldichte, der Brennstofftemperatur, des Dampfblasengehaltes und der Bor-konzentration,
- Reaktivitätsbindung durch abbrennbare Absorber und
- Reaktivitätsbindung durch im Reaktorbetrieb erzeugte Neutronengifte (z. B. Xenon-135 als wesentlicher Beitrag).

#### Hinweis:

Die beim Brennelementwechsel zu beachtenden reaktivitätsseitigen Anforderungen sind in KTA 3107 geregelt.

(5) Die ausreichende Wirksamkeit der Abschaltssysteme ist für jeden Zyklus nachzuweisen. Rechnerische Nachweise sind durch punktuelle repräsentative Messungen zu überprüfen.

#### Hinweis:

Repräsentative Messungen können z. B. beinhalten

- beim DW: Boräquivalente von Steuerelementgruppen,
- beim SWR: Bestimmung der differentiellen Wirksamkeit von Steuerstäben.

(6) Für das Steuerstabsystem ist im bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2) der Nachweis konservativ anhand der Nettowirksamkeit zu führen.

(7) Bei der Anwendung des Einzelfehlerkonzepts auf das Abschaltssystem ist auf der Sicherheitsebene 3 ein Einzelfehler zu unterstellen. Dieser ist bei derjenigen Komponente anzunehmen, deren Versagen zum größten Verlust an Abschaltgeschwindigkeit oder Abschaltwirksamkeit führt. Die Annahme der Unwirksamkeit des wirksamsten Steuerstabs bzw. Steuerelements darf dabei als Einzelfehler eingestuft werden.

(8) Der erforderliche Betrag für die langfristig einzuhaltende Netto-Abschaltreaktivität ist mindestens 0,3 %. Bei rechnerischer Nachweisführung mit bewährten Auslegungsverfahren ist ein Betrag von 1 % einzuhalten. Erforderlichenfalls sind höhere Beträge vorzusehen.

#### Hinweis:

Die vorgenannten Werte sind Mindestanforderungen. Die Festlegung geht davon aus, dass die Unsicherheiten bewährter Auslegungsverfahren kleiner sind als 0,7 %. Sollte dies nicht der Fall sein, ist für den rechnerischen Nachweis ein entsprechend angepasster Zahlenwert zu verwenden.

(9) Komponenten der Abschaltssysteme dürfen auch für betriebliche Regelungsaufgaben eingesetzt werden. In diesem Fall ist durch ihre Auslegung und durch entsprechende sicherheitstechnische Vorkehrungen für den Betrieb sicherzustellen,

dass die für die Abschaltung benötigte Wirksamkeit dieser Komponente in jedem Betriebszustand erhalten bleibt.

## 6.2 Steuerstabsystem

### 6.2.1 Allgemeine Anforderungen

(1) Das Steuerstabsystem dient bei DWR und SWR zur Schnellabschaltung. Schnellabschaltungen sind automatisch durch das Reaktorschutzsystem auszulösen. Eine Auslösung von Hand muss ebenfalls möglich sein.

(2) Das Steuerstabsystem hat die Aufgabe - unter Berücksichtigung der inhärenten Eigenschaften des Reaktorkerns und im Zusammenwirken mit anderen Sicherheitseinrichtungen - die den auslösenden Ereignissen auf den jeweiligen Sicherheitsebenen zugeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen zu gewährleisten. Dazu muss es

- a) den Reaktor in hinreichend kurzer Zeit in den unterkritisch heißen Zustand überführen und
- b) nach erfolgter Schnellabschaltung den Reaktor – ggf. im Zusammenwirken mit weiteren Abschaltssystemen (Boriersysteme) - langfristig unterkritisch halten.

(3) Die für die Erfüllung dieser Aufgaben erforderlichen Wirksamkeiten und Geschwindigkeiten sind durch repräsentative Analysen von auf den jeweiligen Sicherheitsebenen anzunehmenden Ereignisabläufen zu ermitteln.

(4) Die durchzuführenden Analysen dürfen sich auf Ereignisabläufe beschränken, die die höchsten Anforderungen an Wirksamkeit und Abschaltgeschwindigkeit stellen (siehe KTA 3101.1, Anhang A).

#### Hinweis:

Solche Ereignisabläufe können sein

- a) hinsichtlich der erforderlichen Wirksamkeit: Ereignisse mit Kernunterkühlung (DWR), Abfahren in den kalten, xenonfreien Zustand (SWR),
  - b) hinsichtlich der erforderlichen Abschaltgeschwindigkeit: der gleichzeitige Ausfall aller Kühlmittel-Umwälzpumpen (DWR), Ausfall der Hauptwärmesenke (SWR),
  - c) hinsichtlich der größtmöglichen Reaktivitätsfreisetzung: das durch einen Fehler in der Ansteuerung verursachte Ausfahren von Steuerstäben (Anfahrstörfall) oder das Herausfallen (SWR) bzw. Auswerfen (DWR) eines Steuerstabes.
- (5) Soweit das Steuerstabsystem auch für betriebliche Regelungsaufgaben eingesetzt wird, sind die Anforderungen gemäß 6.2.4 zu beachten.

### 6.2.2 Spezielle Anforderungen beim Druckwasserreaktor

(1) Das Steuerstabsystem und der Reaktorkern sind so auszulegen, dass nach Abschaltungen infolge von Ereignissen des bestimmungsgemäßen Betriebs (Sicherheitsebenen 1 und 2) bis zur Sicherstellung der langfristigen Unterkritikalität durch die Boriersysteme der Betrag der Netto-Abschaltreaktivität den nach 6.1 (8) einzuhaltenden Wert nicht unterschreitet.

(2) Nach störfallbedingter Abschaltung (Sicherheitsebene 3) gelten die Anforderungen aus Absatz (1), wobei eine vorübergehende Reaktivität und ein damit verbundenes Wiederanstiegen der Leistungsdichte zulässig ist, solange die Anforderungen des von 3.3 eingehalten werden.

### 6.2.3 Spezielle Anforderungen beim Siedewasserreaktor

Das Schnellabschaltssystem und der Reaktorkern sind so auszulegen, dass nach Abschaltung infolge von Ereignissen des bestimmungsgemäßen Betriebs (Sicherheitsebenen 1 und 2) und nach störfallbedingter Abschaltung (Sicherheitsebene 3) der Betrag der Netto-Abschaltreaktivität im Zustand Nulllast, xenonfrei, bei der zur höchsten Reaktivität führenden zu un-

terstellenden Kühlmitteltemperatur den nach 6.1 (8) einzuhaltenden Wert nicht unterschreitet.

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

### 6.2.4 Sicherheitstechnische Bedingungen für den Betrieb

Es ist zu gewährleisten, dass die durch Analysen nachgewiesenen zulässigen Wertebereiche der sicherheitstechnischen Kenngrößen des Schnellabschaltsystems (siehe 6.1) im Betrieb eingehalten werden. Hierfür sind neben der Auslegung des Reaktorkerns und des Schnellabschaltsystems Maßnahmen vorzusehen, wie

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

## 6.3 Boriersysteme

(1) Es sind Boriersysteme vorzusehen. Aufgaben und Anforderungen orientieren sich an den spezifischen Auslegungsmerkmalen des DWR und SWR.

### 6.3.1 Boriersysteme des DWR

#### 6.3.1.1 Aufgaben

Die Boriersysteme des DWR erfüllen folgende Aufgaben:

- a) Ergänzung des Schnellabschaltsystems zum Halten des unterkritischen Zustands und

#### Hinweis:

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

- b) zweite vom Schnellabschaltssystem unabhängige Abschalt-einrichtung

ba) aus allen Zuständen des bestimmungsgemäßen Betriebs (Sicherheitsebenen 1 und 2), die keine schnellen Reaktivitätsänderungen erfordern, und

bb) für Ereignisabläufe der Sicherheitsebenen 3 und 4a, bei denen das Schnellabschaltssystem als nicht verfügbar angenommen wird.

#### 6.3.1.2 Anforderungen

(1) Die erforderlichen Wirksamkeiten und Abschaltgeschwindigkeiten der Boriersysteme sind aus Analysen der auf den jeweiligen Sicherheitsebenen zu betrachtenden Ereignisabläufe (siehe KTA 3101.1, Anhang A) zu ermitteln, die die höchsten Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der Boriersysteme stellen. Dabei ist die Abhängigkeit von

- a) der Auslegung der Boriersysteme hinsichtlich der Volumina von Vorratsbehältern, der Förderleistung des Einspeisesystems, der Entnahmerate durch das Volumenregelsystem,
- b) den Strömungs- und Vermischungsbedingungen im Kühlkreislauf,

- c) dem Betriebszustand des Boriersystems hinsichtlich der Menge der vorhandenen Vorratslösung, Borkonzentration und B-10-Gehalt in der Vorratslösung,
  - d) der Auslegung und dem Abbrandzustand des Reaktorkerns (Borwirksamkeit),
  - e) dem Betriebszustand des Reaktorkerns im Ausgangs- und im abgeschalteten Zustand und
  - f) der Borkonzentration im Ausgangszustand
- zu beachten.

(2) Die Wirksamkeit oder Netto-Wirksamkeit des je nach Anforderungsfall zum Einsatz kommenden Boriersystems muss für die Aufgabe nach 6.3.1.1 a)

- a) die Reaktivitätszufuhr beim Übergang vom Zustand Nulllast heiß in den Zustand Nulllast kalt,
- b) die Reaktivitätszufuhr beim Übergang in den xenonfreien Zustand, wobei von der je nach Anforderungsfall zu unterstellenden maximalen Xenon-Konzentration auszugehen ist,
- c) die Reaktivitätsänderung durch den Zerfall weiterer reaktivitätswirksamer Isotope (z. B. Np-239),

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

(3) Durch die Boriersysteme ist sicherzustellen, dass die folgenden Anforderungen eingehalten werden:

- a) Für die Aufgabe nach 6.3.1.1 a) muss das Boriersystem in Verbindung mit dem Steuerstabsystem die langfristige Unterkritikalität sicherstellen. Für die langfristig sicherzustellende Unterkritikalität im Zustand Nulllast, xenonfrei bei der zur höchsten Reaktivität führenden zu unterstellenden Kühlmitteltemperatur ist mindestens der Wert nach 6.1 (8) einzuhalten.
- b) Für die Aufgabe nach 6.3.1.1 ba) muss das Boriersystem für sich allein den Reaktor aus jedem anzunehmenden Ausgangszustand des bestimmungsgemäßen Betriebs (Sicherheitsebenen 1 und 2) in den unterkritischen Zustand überführen, wobei mindestens der Wert nach 6.1 (8) langfristig sicherzustellen ist. Für die Aufgabe nach 6.3.1.1 bb) muss das Boriersystem die langfristige Unterkritikalität unter Berücksichtigung der unterstellten Ereignisabläufe sicherstellen.

Dazu ist erforderlich, dass zur Berechnung ein Programmsystem verwendet wird, das durch Experimente validiert wurde, und eine Überwachung des Neutronenflusses und der Borkonzentration vorgenommen wird. Liegt eine der vorgenannten Voraussetzungen nicht vor, so ist das Boriersystem so auszuliegen, dass ein rechnerischer Betrag der Abschaltreaktivität von 5 % eingehalten wird.

### 6.3.1.3 Spezielle Anforderungen beim Druckwasserreaktor

- (1) Als Sicherung gegen unbeabsichtigtes Kritischwerden ist die Borkonzentration im Primärkreislauf sowie in den relevanten Vorratsbehälter zu überwachen und ihre Verdünnung durch Maßnahmen nach 4.2 (3) zu verhindern.
- (2) Es ist zu gewährleisten, dass die durch Analysen nachgewiesenen zulässigen Wertebereiche von Menge und Konzentration der Bor-Vorratslösung im Betrieb eingehalten werden.

### 6.3.2 Boriersystem des SWR

- (1) Es ist ein Boriersystem vorzusehen, das so auszulegen ist, dass der Reaktor damit aus jedem anzunehmenden Ausgangszustand des Normalbetriebs (Sicherheitsebene 1) sicher

abgeschaltet und dauerhaft unterkritisch gehalten werden kann.

(2) Der erforderliche Wert für die langfristig sicherzustellende Unterkritikalität beträgt im Zustand Nulllast, xenonfrei bei der zur höchsten Reaktivität führenden zu unterstellenden Kühlmitteltemperatur mindestens 5 %.

Hinweis:

In sinngemäßer Anwendung von 6.3.1.2 (3) wird hier unterstellt, dass die dort formulierten Kriterien (durch Experimente validiertes Programmsystem; Überwachung des Neutronenflusses; Überwachung der Borkonzentration) nicht vollständig erfüllt werden.

## 7 Anforderungen an nukleare Berechnungssysteme

### 7.1 Allgemeine Anforderungen

(1) Nukleare Berechnungssysteme beinhalten die Gesamtheit der zur nuklearen Kernausslegung verwendeten Programme. Hierzu gehören insbesondere Programme zur

- a) nuklearen Brennelementauslegung,
- b) stationären Kernausslegung und
- c) Analyse von Kerntransienten.

(2) Nukleare Berechnungssysteme müssen in der Lage sein, die betrieblich relevanten und sicherheitstechnisch wesentlichen Kenngrößen des Reaktorkerns, soweit sie durch die Auslegung des Reaktorkerns bedingt sind, sowie die zur Validierung der Berechnungssysteme erforderlichen Messgrößen zu bestimmen. Darüber hinaus müssen sie die für andere Analysebereiche benötigten Eingangsdaten zur Verfügung stellen.

(3) Durch nukleare Berechnungssysteme müssen die folgenden physikalischen Vorgänge und Kenngrößen als Funktion von Ort, Zeit und Abbrand beschreibbar sein:

- a) Neutronentransport,
- b) Reaktionsraten und Leistungsdichteverteilung,
- c) Rückwirkung von Zustandsänderungen des Kühlmittels, des Brennstoffs und der Steuerstabstellungen auf die Reaktivität und Flussdichteverteilung sowie
- d) Änderungen des Nuklidinventars.

(4) Vereinfachungen und Näherungen in den Modellen zur Berechnung dieser Vorgänge und Kenngrößen sind zulässig. Hierzu gehören:

- a) die Aufteilung des Gesamtproblems in Teilprobleme,
- b) die vereinfachte Darstellung der geometrischen und materiellen Struktur des Reaktorkerns,
- c) die Diskretisierung des kontinuierlichen Neutronen- oder Gamma-Spektrums,
- d) Aufteilung auf eine beschränkte Anzahl von Zeitintervallen konstanter Neutronenflussverteilung und
- e) Näherungsverfahren zur Lösung der Neutronentransportgleichung.

Hinweis:

Der Nachweis für die Zulässigkeit der Vereinfachungen und Näherungen wird durch die Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit geführt, siehe 7.3.

(5) Die Sensitivität der Ergebnisse gegenüber getroffenen Modellvereinfachungen ist immer dann zu untersuchen, wenn höherwertige Rechenmethoden verfügbar sind.

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

## 7.2 Systembeschreibung und Randbedingungen

(1) Zur Durchführung nuklearer Rechnungen ist die detaillierte Kenntnis des zu beschreibenden Systems sowie der weiteren Randbedingungen erforderlich.

(2) Für die Systembeschreibung ist zu berücksichtigen:

- a) Reaktoraufbau: Anzahl, Größe und Anordnung der Brennelemente, Steuerelemente und weiterer Kerneinbauten;
- b) Anlagenparameter: Thermische Leistung, Systemdruck, Eintrittstemperatur, Kühlmitteldurchsatz (Teillastdiagramm, Umwälzregelkennlinien);
- c) Aufbau der Brennelemente: geometrische Anordnung und Zusammensetzung von Brennstoff, abbrennbaren Absorbieren, Moderator und Strukturteilen innerhalb des Brennelements,
- d) Geometrie und Zusammensetzung der Steuerelemente,
- e) Art und Zusammensetzung des im Moderator gelösten Neutronenabsorbers und
- f) Geometrie und Zusammensetzung von Material außerhalb des Reaktorkerns (Reflektor).

(3) Die folgenden veränderlichen Einflüsse sind zu berücksichtigen:

- a) Änderung der Brennstoffzusammensetzung, d. h. räumliche und zeitliche Änderungen der Nuklidichten in Abhängigkeit von Abbrand, Leistung und Leistungsgeschichte,
  - b) räumliche und zeitliche Änderungen von
    - ba) Brennstofftemperatur in Abhängigkeit von Abbrand und Leistung sowie
    - bb) Moderatortemperatur und -dichte in Abhängigkeit von Leistung und Durchsatz,
  - c) Änderungen der Borkonzentration in Abhängigkeit von Abbrand und Leistung (DWR) und
  - d) Steuerstabstellungen.
- (4) Für Transientenrechnungen sind darüber hinaus zu berücksichtigen:
- a) Einfluss des Anlagenverhaltens einschließlich der Systeme zur Regelung, Begrenzung und Schutz,
  - b) kinetische Parameter des Kerninventars und
  - c) Zerfallsleistung.

## 7.3 Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit

### 7.3.1 Allgemeines

(1) Die eingesetzten nuklearen Berechnungssysteme müssen verifiziert und validiert sein.

(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 nuklearen Berechnungssystems sollte der Anwendungsbereich durch partielle Validierung der Einzelkomponenten nachgewiesen werden.

#### Hinweis:

Partielle und integrale Validierung ergänzen sich und werden üblicherweise 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:

Bei der Ermittlung der Unsicherheiten kann sinngemäß nach KTA 3101.1, 4.3 vorgegangen werden.

### 7.3.2 Vorgehen bei der Validierung

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

- a) betrieblicher Messungen (z. B. Anfahrmessungen, betriebsbegleitende Messungen, Sondermessungen),
- b) aus Nachbestrahlungsuntersuchungen,
- c) von Experimenten,
- d) aus der Auswertung aufgetretener Transienten oder
- e) anderer nuklearer Berechnungssysteme (Benchmarks oder Referenzlösungen)

#### Hinweis:

Referenzlösungen sind Ergebnisse von Berechnungssystemen, die entweder bereits validiert sind, oder die zu berechnenden physikalischen Sachverhalte durch realistischere Modelle darstellen.

(2) Messergebnisse aus (1) a) bis c) 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:

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

(4) Bei der Anwendung von Korrelationen und Tabellen in nuklearen Berechnungssystemen sind die durch die Experimente vorgegebenen Parametergrenzen einzuhalten. Falls in Ausnahmefällen Extrapolationen erforderlich werden, muss ihre Zulässigkeit begründet werden.

(5) In **Tabelle 7-1** sind Beispiele für Messungen zur Validierung nuklearer Berechnungssysteme enthalten.

### 7.3.3 Sicherheitsebenen

(1) Die Validierung von Berechnungssystemen, die zur Nachweisführung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 eingesetzt werden, soll sich primär auf Messergebnisse gemäß 7.3.2 (1) a) bis c) stützen. Soweit möglich, sind aufgetretene Transienten (siehe 7.3.2 (1) d)) in die Validierung einzubeziehen.

(2) Bei Berechnungssystemen, die zur Nachweisführung auf Sicherheitsebene 3 eingesetzt werden, sind für die Validierung Ergebnisse aus 7.3.2 (1) c) bis e) heranzuziehen.

(3) Auf der Sicherheitsebene 4 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 Vali-

dierung). Ist dies nicht möglich, sind die Modelle entsprechend dem aktuellen Kenntnisstand aufzubauen und gesondert zu begründen.

#### 7.4 Anforderungen an die Dokumentation

Über das Berechnungssystem sind Berichte zu fertigen. Diese sollen

a) das Berechnungssystem hinsichtlich der Rechenmethoden, der Datensätze und der Verifizierungs- und Validierungsprozedur beschreiben sowie

b) den Anwendungsbereich des Berechnungssystems bezeichnen und die Genauigkeit der Ergebnisse quantifizieren.

I. Validierung nuklearer Berechnungssysteme am Leistungsreaktor	
betriebliche Messungen und Auswertung aufgetretener Transienten	Bezug zu sicherheitstechnischen Kenngrößen
Herstellung kritischer Zustände bei Nulllast und xenonfreiem Reaktorkern unter Variation von <ul style="list-style-type: none"> <li>- Kühlmitteltemperatur,</li> <li>- Borkonzentration (DWR),</li> <li>- Steuerstabstellung</li> </ul> zur Ermittlung von Borwirksamkeit (DWR), integraler und differentieller Wirksamkeit von Steuerstäben und Einzelstäben, isothermen Temperaturkoeffizienten.	Wirksamkeit der Steuerstäbe und der Boreinspeisesysteme, Abschaltreaktivität, Reaktivitätskoeffizienten
Herstellung kritischer Zustände beim DWR bei Nulllast nach vorausgegangenem stationärem Leistungsbetrieb unter Variation der Borkonzentration zur Ermittlung der Reaktivitätsäquivalente der Leistung und der Xenonkonzentration.	Abschaltreaktivität, Reaktivitätskoeffizienten
Variation von Steuerstabstellung, Kühlmitteltemperatur und Borkonzentration (DWR) oder Kühlmitteldurchsatz (SWR) bei stationärem Leistungsbetrieb zur Ermittlung von differentieller Steuerstabwirksamkeit, Kühlmitteltemperaturkoeffizient, Borwirksamkeit und Umwälzregelkennlinie.	Reaktivitätsrate beim Fahren der Steuerstäbe, Reaktivitätskoeffizienten
Auswertung von Neutronenfluss- (oder Gammafluss-) empfindlichen Detektorsignalen der Kerninneninstrumentierung zusammen mit charakteristischen Kühlmitteldaten (Druck, Temperatur) bei stationärem Leistungsbetrieb für verschiedene Steuerstabstellungen und bei lokalen Xenontransienten.	Leistungsdichteverteilung, Leistungsdichte, Abstand zu kritischen Siedezuständen, mittlerer und lokaler Abbrand
Messung des Stabilitätsverhaltens beim SWR	Abklingverhältnis (Decay-Ratio)
Auswertung charakteristischer Daten des Reaktorkerns bei geplanten oder ungeplant aufgetretenen Transienten, wie zum Beispiel <ul style="list-style-type: none"> <li>- Reaktorschnellabschaltung,</li> <li>- Ausfall von Kühlmittelumwälzpumpen,</li> <li>- Kernunterkühlung,</li> <li>- Lastabwurf,</li> <li>- Fehlfahren von Steuerstäben.</li> </ul>	Geschwindigkeit der Schnellabschaltung, Reaktorleistung, Reaktivitätskoeffizienten
II. Validierung nuklearer Berechnungssysteme an kritischen oder unterkritischen Anordnungen	
Messung der <ul style="list-style-type: none"> <li>- mikroskopischen Fluss- und Reaktionsratenverteilungen,</li> <li>- makroskopischen Flussdichteverteilung,</li> <li>- kinetischen Parameter,</li> <li>- Reaktivität.</li> </ul>	
III. Validierung nuklearer Berechnungssysteme durch Messungen an bestrahltem Brennstoff	
Gammascan, Isotopenanalyse	

**Tabelle 7-1:** Beispiele für Referenzmessungen zur Validierung nuklearer Berechnungssysteme

**Anhang A**  
**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)
KTA 3101.1	(ÄE 2011-11)	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 1: Grundsätze der Thermohydraulischen Auslegung
KTA 3103	(1984-03)	Abschaltsysteme von Leichtwasserreaktoren
KTA 3501	(1985-06)	Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems

# Dokumentationsunterlage zur Regeländerung

## KTA 3101.2

### Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren

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

#### 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 56. Sitzung am 18. Juni 2002 folgenden Beschluss bezüglich der Regel KTA 3101.2 gefasst:

#### Beschluss-Nr.: 56/8.4.1/1 vom 18.06.2002

Nach Anhörung seines Unterausschusses REAKTORKERN UND SYSTEMAUSLEGUNG (UA-RS) beschließt der Kerntechnische Ausschuss, dass für die Regel

KTA 3101.2 Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren;

Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme (Fassung 12/87)

auf Basis der Regelentwurfsvorlagen der Basisregeln Nr. 1, Nr. 2 und Nr. 6 ein Änderungsverfahren eingeleitet wird und Prüfung, ob Anforderungen an Qualitätsnachweise für andere Beladetechniken in die Regel eingearbeitet werden sollen.

Das Änderungsverfahren beginnt nach Vorliegen der Entwurfsvorlagen für die KTA-Basisregeln Nr. 1, Nr. 2 und Nr. 6.

#### 2 Beteiligte Personen

##### 2.1 Zusammensetzung des Arbeitsgremiums KTA 3101.2

Prof. Dr. H.-D. Berger (Obmann)	AREVA NP
Dr. R.-F. Graebert	AREVA NP
Dr. Günther (ab 2009-01)	E.ON Kernkraft
Dr. W. Jaschik (2007-09 bis 2008-12)	E.ON Kernkraft
Dr. H.-G. Johann	EnBW Kernkraft
Dr. S. Langenbuch	GRS
T. Lamprecht	EnBW Kernkraft
Dr. A. Pautz (ab 2009-09)	GRS
Dipl.-Ing. H. Püschel	E.ON Kernkraft
Dr. J. Semmrich	TÜV SÜD Industrie Service

**2.2 Zugezogene Fachleute**

Dr. A. Neufert	AREVA NP
Dr. D. Bender	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 3101.2 erarbeitete den Regeländerungsentwurfsvorschlag in 20 Sitzungen; diese fanden statt:

1. Sitzung am 14. September 2004 bei Framatome ANP (jetzt: AREVA NP) in Erlangen
2. Sitzung am 12. Januar 2005 bei E.ON Kernkraft in Hannover (zusammen mit AG KTA 3101.1)
3. Sitzung am 30. März 2007 bei AREVA NP in Erlangen (mit Obleuten der 3101.1, 3101.3, 3103)
4. Sitzung am 17. Juli 2007 AREVA NP in Erlangen
5. Sitzung am 21. September 2007 bei bei EnBW in Neckarwestheim

6. Sitzung am 5. Dezember 2007 bei AREVA NP in Erlangen
7. Sitzung am 20. Februar 2008 bei AREVA NP in Erlangen
8. Sitzung am 23. April 2008 bei EnBW in Neckarwestheim
9. Sitzung am 19. Juni 2008 bei E.ON Kernkraft in Hannover
10. Sitzung am 25. September 2008 bei AREVA NP in Erlangen
11. Sitzung am 28. Oktober 2008 bei AREVA NP in Erlangen
12. Sitzung am 5. Februar 2009 bei AREVA NP in Erlangen
13. Sitzung am 17. Juni 2009 bei EnBW in Neckarwestheim
14. Sitzung am 30. September und 1. Oktober 2009 im Kernkraftwerk Isar
15. Sitzung am 4. November 2009 bei AREVA NP in Erlangen
16. Sitzung am 4. Februar 2010 bei AREVA NP in Erlangen
17. Sitzung am 16. März 2010 bei der GRS in Garching
18. Sitzung am 8. Juni 2010 E.ON Kernkraft in Hannover
19. Sitzung am 22. Juli 2010 bei AREVA NP in Erlangen
20. Sitzung am 23. September 2010 bei AREVA NP in Erlangen

- (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 23. September 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.

### 3.2 Erstellung des Regeländerungsentwurfs

- (1) Aus dem Fraktionsumlauf gingen 90 Kommentare von 4 Einwendern ein. Diese Kommentare wurden vom Arbeitsgremium auf seiner 21. Sitzung am

27. und 28. April 2011 bei AREVA NP in Erlangen

behandelt und der Regeländerungsentwurfsvorschlag anhand der Kommentare überarbeitet.

- (2) Das Arbeitsgremium KTA 3101.2 hat im Nachgang zu seiner 21. Sitzung am 27. und 28. April 2011 den überarbeiteten Regeltextentwurf am 17. 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 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

- 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 A zitierten Unterlagen wurden bei der Erarbeitung des Regeltextes ebenfalls berücksichtigt; sind jedoch hier nicht nochmals aufgeführt.

## 4.2 Internationale Unterlagen

- ./.

## 5 Ausführungen zur Regeländerung

### 5.1 Allgemeines

Die Regel wurde grundlegend überarbeitet. Durch die Einführung des Konzepts der Sicherheitsebenen mussten - neben der erforderlichen inhaltlichen Aktualisierung der einzelnen Anforderungen - auch grundlegende strukturelle Anpassungen am Regeltext vorgenommen werden. Weiterhin wurden - soweit erforderlich - SWR-spezifische Anforderungen ergänzt mit dem Ziel, die „DWR-Lastigkeit“ der alten Fassung der Regel abzubauen. Im Einzelnen:

### 5.2 Abschnitt „Grundlagen“

Der Abschnitt wurde aktualisiert:

- a) Absatz (1) wurde an die aktuellen Vorgaben des KTA angepasst. Er beschreibt die Einbettung in das übergeordnete Regelwerk (Gesetze, Verordnungen, Sicherheitskriterien, Störfall-Leitlinien).
- b) Absatz (2) stellt - unverändert zur alten Fassung - fest, dass der Reaktorkern so betrieben werden muss, dass die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen an die Abschaltfähigkeit, Nachkühlfähigkeit und Aktivitätsrückhaltung erfüllt werden können.
- c) In den nachfolgenden Absätzen werden detailliert die technischen Randbedingungen der nuklearen Kernausslegung beschrieben, insbesondere die Schnittstellen zu anderen Regeln und Analysebereichen. Der Text ist weitgehend identisch zur alten Fassung; jedoch wurde Bild G-1 (beispielhafte Verknüpfungen mit anderen Analysebereichen) aktualisiert, die Tabelle G-1 der sicherheitstechnischen Kenngrößen um das Abklingverhältnis beim SWR ergänzt und einige sprachliche Anpassungen vorgenommen.

### 5.3 Abschnitt 1 „Anwendungsbereich“

Der Abschnitt ist inhaltlich unverändert; einige sprachliche Anpassungen (z. B. Ersetzen des Begriffs „Vergiftungssystem“ durch „Boriersystem“) wurden vorgenommen.

### 5.4 Abschnitt 2 „Begriffe“

Der Abschnitt wurde aktualisiert. Nicht mehr verwendete Begriffe wurden gestrichen; einige neue Begriffe wurden definiert.

### 5.5 Abschnitt 3 „Sicherheitstechnische Anforderungen an die neutronenphysikalische Auslegung und den Betrieb von Reaktorkernen“

- (1) Dieser Abschnitt wurde komplett neu eingefügt. Damit verschiebt sich die Nummerierung der nachfolgenden Abschnitte um jeweils eine Ziffer.
- (2) Der neue Abschnitt 3 enthält die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen an die neutronenphysikalische Auslegung in einer systematischen Gliederung, strukturiert nach Sicherheitsebenen:
  - a) In Absatz (1) wird klargestellt, dass unterschiedliche (übergeordnete) sicherheitstechnische Anforderungen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a bestehen. Absatz (2) stellt klar, dass die sicherheitstechnischen Anforderungen letztlich der Erfüllung der Schutzziele Reaktivitätskontrolle, Kernkühlung und Einschluss der radioaktiven Stoffe dienen; die aus den Schutzziele resultierenden sicherheitstechnischen Anforderungen sind je nach Sicherheitsebene unterschiedlich ausgestaltet. Absatz (3) verdeutlicht, dass Anforderungen an die neutronenphysikalische Auslegung sich auch aus anderen Analysebereichen (z. B. thermohydraulische Auslegung - KTA 3101.1; oder thermomechanische Auslegung - KTA 3101.3) speisen; und grundsätzlich die Anforderungen aus allen relevanten Analysebereichen zu berücksichtigen sind. Weiterhin wurde klargestellt, dass die Vorgaben des übergeordneten Regelwerks in allen Sicherheitsebenen zu berücksichtigen sind. Absatz (4) verdeutlicht, dass die Sicherheitsebenen ein gestaffeltes Konzept (defense in depth) darstellen, bei dem sich die Zuordnung der jeweils zu betrachtenden Ereignisse zu einer Sicherheitsebene an der Ereigniswahrscheinlichkeit orientiert.
  - b) Die nachfolgenden Abschnitte 3.1 bis 3.4 enthalten die sicherheitstechnischen Anforderungen auf den jeweils für diese Regel betrachteten vier Sicherheitsebenen (1 bis 3 und 4a):
    - Abschnitt 3.1 behandelt die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen auf der *Sicherheitsebene 1* (Normalbetrieb). Die wesentlichen Anforderungen auf dieser Ebene sind die Begrenzung von Reaktivitäts- und Leistungsanstiegen durch die inhärenten Eigenschaften des Reaktorkerns, die Sicherstellung der Abschaltfähigkeit mit den Steuerelementen sowie der langfristigen Unterkritikalität. Weiterhin ist im Normalbetrieb die lokale Leistungsdichte auf Werte zu begrenzen, die als Ausgangswerte der Nachweise zur Beherrschung von anomalen Betriebszuständen und Störfällen verwendet werden.
    - Abschnitt 3.2 legt die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen auf der *Sicherheitsebene 2* fest. Zentrales Auslegungsziel auf der Sicherheitsebene 2 ist die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennelemente. Hierzu sind die Werte der lokalen Leistungsdichte im Zusammenwirken mit den Begrenzungs- und den Reaktorschutzeinrichtungen entsprechend zu begrenzen.

- Abschnitt 3.3 enthält die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen auf der *Sicherheitsebene 3*. In Absatz (1) ist das wesentliche Auslegungsziel dieser Ebene definiert, nämlich die Vermeidung von Brennstabschäden. Diese sind grundsätzlich auszuschließen; sollte dies im Einzelfall nicht möglich sein, sind die Kühlbarkeit des Kerns zu gewährleisten, unzulässige Belastungen der druckführenden Umschließung auszuschließen und die radiologischen Auswirkungen auf zulässige Werte zu begrenzen; dabei sind die Vorgaben des übergeordneten Regelwerks bezüglich eines zulässigen Schadensumfangs zu beachten - durch diese Formulierung wird dem Umstand Rechnung getragen, dass für bestimmte Störfälle ein begrenzter Schadensumfang (<10%) zugelassen wird, bei dem man davon ausgeht, dass hierdurch die Kühlung des Kerns noch nicht beeinträchtigt ist. In Absatz (2) wird klargestellt, dass aus dieser Sicherheitsebene - unabhängig von ggf. in Analysen unterstellten Randbedingungen- dafür Sorge zu tragen ist, dass die Funktion der Schnellabschaltung und die langfristige Unterkritikalität des Kerns gewährleistet ist. Hinsichtlich der langfristigen Unterkritikalität wird eine kurzzeitige Rekritikalität zugelassen, wobei die Anforderungen des Absatzes (1) einzuhalten sind.
- In Abschnitt 3.4 wird als neue Anforderung der auf der *Sicherheitsebene 4a* zu betrachtende ATWS eingeführt. Wesentliches Auslegungsziel beim unterstellten Ausfall der Schnellabschaltung ist es, den Druck auf zulässige Werte zu begrenzen und langfristig die Unterkritikalität und Kühlbarkeit zu gewährleisten.

#### 5.6 Abschnitt 4 „Sicherheitstechnische Kenngrößen, Anforderungen und Maßnahmen“

- (1) Dieser Abschnitt stellt eine Aktualisierung des Abschnitts 3 alter Fassung „*Sicherheitstechnische Bedingungen für Auslegung und den Betrieb*“ dar. Zum besseren Verständnis wurde hinter die in diesem Abschnitt vorkommenden Begriffe „Normalbetrieb“, „anomaler Betrieb“ und „Störfälle“ die entsprechende Sicherheitsebene in Klammern gesetzt.
- (2) Folgende Änderungen wurden in 4.1 „*Sicherheitstechnische Kenngrößen*“ vorgenommen:
  - a) In Absatz (2) b) und d) wurde der ATWS auf Sicherheitsebene 4a - neben den Ereignissen des anomalen Betriebs und den Störfällen - in die Aufzählung zu Ereignisse aufgenommen, die bei der Festlegung der zulässigen Ausgangszustände im Normalbetrieb (durch betriebliche Regelungen oder Begrenzungen) zu beachten sind. Gleichfalls wurde der Hinweis nach Absatz (2) ergänzt, mit dem Ziel, besser nach Sicherheitsebenen zu differenzieren.
  - b) Absatz (3) wurde präziser gefasst.
- (3) In 4.2 „*Anforderungen und Maßnahmen*“ wurde - neben einigen redaktionellen Anpassungen am Text - die Tabelle 4-1 aktualisiert (z. B. neu: Berücksichtigung des B-10-Gehalts).

#### 5.7 Abschnitt 5 „Überwachung und Begrenzung der Leistungsdichte“

- (1) Dieser Abschnitt stellt eine grundlegende Überarbeitung des gleichnamigen Abschnitts 4 alter Fassung dar. Der Abschnitt wurde teilweise neu strukturiert; dabei wurden die Anforderungen der Unterabschnitte 4.5 „*Ermittlung von Grenzwerten*“ und 4.6 „*Mess- und Ansprechfehler*“ alter Fassung in die vorherigen Unterabschnitte integriert. Im Einzelnen:
- (2) Die Formulierungen in 5.1 „*Begrenzung der Leistungsdichte*“ wurden präzisiert und der Abschnitt klarer strukturiert; die Sicherheitsebene 4a wurde ergänzt. Die ehemals im Unterabschnitts 4.5 (alter Fassung) enthaltenden Anforderungen zur Ermittlung von Grenzwerten [der Leistungsdichte] wurden - aufgrund ihrer übergeordneten Bedeutung - in 5.1 (neuer Fassung) als Absätze (2) und (3) integriert.
- (3) Abschnitt 5.2 „*Instrumentierung des Reaktorkerns*“ wurde um eine einleitende Formulierung, welche die Aufgabe der Instrumentierung erläutert, ergänzt. Die Formulierungen wurden präzisiert; soweit für das Verständnis erforderlich wurde auf die Anforderungen des Abschnitts 5.1 verwiesen. In 5.2.2 „*Überwachung der Leistungsdichte*“ wurde in Absatz (6) die - insbesondere für den SWR relevante - Anforderung aufgenommen, dass die Instrumentierung ausreichend schnell sein muss, um im Falle des Auftretens von Schwingungen (soweit nicht durch die Auslegung des Kerns im Zusammenwirken mit dem betrieblichen Kennfeld ausgeschlossen) rechtzeitig Gegenmaßnahmen ergreifen zu können. Konkrete Anforderungen an die Maßnahmen zur Schwingungsbegrenzung sind in KTA 3101.1 enthalten, auf die in 5.1 (1)a) explizit verwiesen wird, insofern war es hier nicht notwendig, über die Anforderung an die Instrumentierung hinausgehende Anforderungen aufzunehmen. In Absatz (7) wurde eine neue Anforderung hinsichtlich der Redundanz der Messfühler zur Überwachung unzulässiger Anstiege der Leistungsdichte aufgenommen und in Absatz (8) wurde für die Messwerterfassung und -verarbeitung, neben der Berücksichtigung der Spurtreue, auch die - insbesondere für die digitale Leittechnik wichtige - Berücksichtigung des Zeitverhaltens neu aufgenommen. Die im Unterabschnitt 4.6 alter Fassung enthaltenen Anforderungen hinsichtlich der Berücksichtigung von Mess- und Ansprechfehlern wurden in den Abschnitt 5.2, als neuer Unterabschnitt 5.2.3 „*Mess- und Ansprechfehler*“, verschoben.
- (4) Abschnitte 5.3 und 5.4 sind - bis auf redaktionelle Anpassungen - inhaltlich identisch mit den Anforderungen der Abschnitte 4.3 und 4.4 alter Fassung.

#### 5.8 Abschnitt 6 „Systeme zur Reaktivitätssteuerung und Abschaltung“

- (1) Dieser Abschnitt ist eine Aktualisierung des gleichnamigen Abschnitts 5 alter Fassung.
- (2) Abschnitt 6.1 „*Allgemeine Anforderungen*“ wurde neu strukturiert. Folgende inhaltliche Anpassungen wurden vorgenommen:
  - a) Absatz (1) wurde aktualisiert; in einem neu angefügten Hinweis wird der in den Sicherheitskriterien verwendete Begriff der „Abschalteinrichtung“ erläutert.
  - b) In Absatz (4) wurden die zu beachtenden Randbedingungen bei der Ermittlung der reaktivitätsseitigen Anforderungen präzisiert; die Reaktivitätsbindung durch abbrennbare Absorber wurde neu aufgenommen.
  - c) In zwei neu eingefügten Absätzen (5) und (6) wird klargestellt, dass (i) die Wirksamkeit der Abschaltssysteme für jeden Zyklus nachzuweisen ist, wobei rechnerische Nachweise durch punktuelle Messungen zu überprüfen sind, und (ii) dieser Nachweis

auch auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 (wo das Einzelfehlerkonzept nicht gilt) konservativ anhand der Nettowirksamkeit (unterstelltes Versagen der Komponente mit dem größten Einfluss auf die Wirksamkeit) zu führen ist.

- d) Der einzuhaltende Betrag der Nettowirksamkeit (0,3% bzw. 1% rechnerisch), der in der alten Fassung der Regel in den Unterabschnitten 5.2.2 (DWR) bzw. 5.2.3 (SWR) angegeben war, wurde als allgemein einzuhaltende Anforderung in den Abschnitt 6.1 verschoben und dort als Absatz (8) in verbesserter Formulierung neu eingefügt; insbesondere wurde sowohl im Regeltext als auch in einem ergänzenden Hinweis klargestellt, dass der beim rechnerischen Nachweis einzuhaltende Wert von 1% einen Mindestwert darstellt, der - falls die Unsicherheiten der verwendeten Rechenprogramme es erfordern - ggf. höher anzusetzen ist.
- (3) Abschnitt 6.2 „*Steuerstabsystem*“ ersetzt den Abschnitt 5.2 „*Schnellabschaltssystem*“ alter Fassung. Die Formulierungen wurden präzisiert.
- (4) Abschnitt 6.3 „*Boriersysteme*“ enthält aktualisierte und präzierte Anforderungen aus Abschnitt 5.3 „*Vergiftungssysteme*“ alter Fassung. Der Abschnitt wurde neu strukturiert; aufgrund der sehr unterschiedlichen Aufgabenstellungen der Boriersysteme beim DWR und beim SWR wurden eigene Unterabschnitte für DWR und SWR eingefügt. Im Einzelnen:
- a) in 6.3 (1) wird klargestellt, dass Boriersysteme grundsätzlich vorzusehen sind, sich deren Ausgestaltung jedoch an den spezifischen Auslegungsmerkmalen von DWR und SWR orientiert.
- b) Die Aufgaben und daraus resultierenden Anforderungen der Boriersysteme des DWR und SWR werden in den nachfolgenden Unterabschnitten 6.3.1 „*Boriersysteme des DWR*“ und 6.3.2 „*Boriersysteme des SWR*“ beschrieben. Dabei wurde - insbesondere beim DWR - Wert auf eine möglichst präzise Beschreibung der verschiedenen Aufgaben des Boriersystems (Abschnitt 6.3.1.1) gelegt, aus der dann die jeweiligen Anforderungen in Abschnitt 6.3.1.2 abgeleitet sind.
- c) Bei der Bestimmung der erforderlichen Borkonzentration (DWR) wurde in 6.3.1.2 (1) c) die Berücksichtigung des B-10-Gehalts ergänzt. Weiter wurde in die Aufzählung unter 6.3.1.2 (2), welche die im Rahmen der Bestimmung der Nettowirksamkeit zu berücksichtigenden physikalischen Einflüsse beschreibt, die Berücksichtigung der Reaktivitätsänderung durch den Zerfall weiterer reaktivitätswirksamer Isotope (z. B. Np-239) als Buchstabe c) neu aufgenommen. Abschnitt 6.3.1.3 zur Überwachung der Borkonzentration des DWR wurde dahingehend präzisiert, dass die Konzentration im Primärkreis *sowie den relevanten Vorratsbehältern* zu überwachen ist.
- d) Für die Boriersysteme des SWR werden in Abschnitt 6.3.2 erstmals explizite Anforderungen gestellt. Demnach muss das Boriersystem des SWR in der Lage sein, den Reaktor aus jedem anzunehmenden Betriebszustand des Normalbetriebs abzuschalten, wobei bei der zur höchsten Reaktivität führenden Kühlmitteltemperatur eine Abschaltsicherheit von 5% einzuhalten ist.

## 5.9 Abschnitt 7 „*Anforderungen an nukleare Berechnungssysteme*“

(1) Dieser Abschnitt wurde komplett überarbeitet und ersetzt den gleichnamigen Abschnitt 6 alter Fassung. Aufgrund der Einführung der Sicherheitsebenen mit ihren jeweils gestuften Anforderungen war es notwendig, auch die Anforderungen an die Berechnungssysteme nach Sicherheitsebenen zu differenzieren. Im Einzelnen:

(2) Abschnitt 7.1 „*Allgemeine Anforderungen*“ wurde inhaltlich präzisiert und gestrafft:

- a) In einem neuen Absatz (1) wird erläutert, welche Rechenprogramme zu den „nuklearen Berechnungssystemen“ zu zählen sind. Dadurch verschieben sich die nachfolgenden Absätze um eine Ziffer.
- b) In Absatz (2) wird klargestellt, dass nukleare Berechnungssysteme in der Lage sein müssen die *betriebl. relevanten* und sicherheitstechnisch *wesentlichen* Kenngrößen zu bestimmen sowie die notwendigen Daten für *andere* Analysebereiche bereit zu stellen.
- c) Die Aufzählung der durch nukleare Berechnungssysteme zu beschreibenden physikalischen Vorgänge in Absatz (3) wurde präzisiert.
- d) Absatz (4) stellt klar, dass Vereinfachungen und Näherungen zulässig sind und listet einige übliche Fälle auf. Die vormalig im 6.1 (3) enthaltene sehr detaillierte Aufzählung von Vereinfachungen und Näherungen wurde stark gestrafft. Letztlich ergibt sich die Zulässigkeit von Vereinfachungen/Näherungen nicht aus ihrem Vorhanden- oder Nichtvorhandensein in (4), sondern aus der Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit des zugehörigen nuklearen Berechnungssystems, wie im Hinweis nach (4) - bereits in der alten Fassung der Regel - bemerkt ist.
- e) Es wurde ein neuer Absatz (5) eingefügt, der klarstellt, unter welchen Bedingungen die Sensitivität gegenüber getroffenen Modellvereinfachungen zu überprüfen ist.

(3) Abschnitt 7.2 „*Systembeschreibung und Randbedingungen*“ stellt eine Überarbeitung des Abschnitts 6.2 „*Einflussgrößen und Randbedingungen*“ alter Fassung dar. In diesem Abschnitt ist aufgeführt, welche Kenntnisse/Voraussetzungen generell vorhanden sein müssen, um nukleare Rechnungen sinnvoll durchzuführen.

- a) In Absatz (1) wird klargestellt, dass die (erfolgreiche) Durchführung nuklearer Rechnungen sowohl die detaillierte Kenntnis des zu beschreibenden Systems als auch der jeweiligen Randbedingungen erfordert.
- b) Absatz (2) enthält eine Aufzählung der wesentlichen Merkmale/Einflüsse, die in der Systembeschreibung zu berücksichtigen sind.
- c) Absatz (3) enthält eine Auflistung der wesentlichen veränderlichen Einflüsse (Randbedingungen), die vom nuklearen Berechnungssystem zu berücksichtigen sind.
- d) Absatz (4) behandelt spezielle Anforderungen für Transientenrechnungen.

(4) Abschnitt 7.3 „*Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit*“ stellt eine nach Sicherheitsebenen differenzierte Aktualisierung des gleichnamigen Abschnitts 6.3 alter Fassung dar. Der Abschnitt wurde komplett neu strukturiert. Er ist inhaltlich nahezu identisch mit dem gleichnamigen Abschnitt 4.5 der überarbeiteten KTA 3101.1. Er behandelt die Verifizierung und Validierung von Rechensystemen zur (nuklearen) Kernausslegung, wobei - erstmals in einer KTA-Regel - detailliert auf Unterschiede bei den Vorgehensweisen zur Validierung auf den verschiedenen Sicherheitsebenen eingegangen wird:

- a) In Abschnitt 7.3.1 „*Allgemeines*“ wird in Absatz (1) ganz grundsätzlich festgestellt, dass alle für die Kernausslegung eingesetzten Berechnungssysteme verifiziert und validiert sein müssen. 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 7.3.2 „*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) beschreibt, wie bei der Anwendung von Korrelationen und Tabellen vorzugehen ist (grundsätzlich sollen die durch die Experimente vorgegebenen Parameterbereiche eingehalten werden; in Ausnahmefällen ist die Zulässigkeit von Extrapolationen zu begründen). Absatz (5) verweist auf Tabelle 7-1 (ehemals Tabelle 6-1), welche Beispiele für Validierungsmessungen enthält und ebenfalls aktualisiert wurde (dabei wurde u. a. auch die DWR-Lastigkeit der alten Fassung durch stärkere Berücksichtigung der SWR-Spezifika verringert).
- c) Abschnitt 7.3.3 „*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) Abschnitt 7.4 „*Anforderungen an die Dokumentation*“ ist inhaltlich nahezu identisch zum gleichnamigen Abschnitt 6.4 alter Fassung; es wurde jedoch ergänzt, dass neben der Validierungsprozedur auch die *Verifizierungsprozedur* zu beschreiben ist.

#### **5.10** Ehemaliger Anhang A „*Empfohlene und zulässige Vorgehensweise bei der Durchführung der neutronenphysikalischen Berechnung*“

Der in der alten Fassung der Regel enthaltene Anhang A wurde komplett gestrichen. Einerseits waren die dort empfohlenen Vorgehensweisen - zumindest in Teilen - veraltet. Andererseits ist das Arbeitsgremium der Auffassung, dass eine KTA-Regel zwar Anforderungen klar und präzise vorgeben sollte, die *Vorgehensweisen* zur Erfüllung dieser Anforderungen sollten jedoch grundsätzlich nicht in der Regel festgeschrieben werden, weil sich Vorgehensweisen mit fortschreitendem Stand von Wissenschaft und Technik schnell ändern können und somit eine detaillierte Festlegung von (derzeit empfohlenen) Vorgehensweisen dazu führt, dass

- (i) die Regel vergleichsweise oft aktualisiert werden muss (und dabei dennoch dem Stand von Wissenschaft hinterherhinkt) oder
- (ii) die Festlegungen der Regel zumindest partiell (hinsichtlich der veralteten Vorgehensweisen) ignoriert würden.