

# Dokumentation

zur  
Klärung der offenen Fragestel-  
lungen aus dem Entwurf der  
GRS-Stellungnahme zur ge-  
planten Leistungserhöhung im  
Kernkraftwerk Gundremmingen  
vom Dezember 2012

GRS mbH, B61, 14.11.2013

## Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung .....	4
2	<b>Fragestellungen, die in Fachgesprächen zwischen dem TÜV SÜD und der GRS geklärt wurden.....</b>	<b>6</b>
2.1	Berücksichtigung von Begrenzungsmaßnahmen für das Ereignis „Ausfall einer Hauptspeisewasserpumpe ohne Zuschalten der Reservepumpe“ (E8) .....	6
2.2	Nachweis, dass der MASL <sub>99,9</sub> -Wert beim fehlerhaften Hochlaufen der Hauptkühlmittelpumpen mit maximal möglichen Gradienten nicht verletzt wird (H14).....	8
2.3	Klärung der Ursachen für die Unterschiede in den Analysen von AREVA (SRELAP) und TÜV SÜD (ATHLET) bei Leckstörfällen (E12, RSK93) .....	10
2.4	Ergänzung der Aussagen für alle Nachweiskriterien gemäß /SIANF 1112/ (H1) .....	13
2.5	Begründung, warum die Randbedingungen der RSK-Leitlinien bei der Nachweisführung zum MASL-Vorhalt nicht berücksichtigt wurden (H8) ...	15
2.6	Vermeidung von Anforderungen an die Schutzaktionen der Sicherheitsebene 3 durch Ereignisse der Sicherheitsebene 2 (H13).....	17
2.7	Klärung der Festlegung der Pönale für die Bestimmung des MASL-Vorhalts beim Ereignis „Hochlaufen der HKP“ (RSK90) .....	18
2.8	Bestimmung des MASL-Wertes für das Ereignis „Hochlaufen der Speisewasserpumpen“ durch eine eigenständige Analyse (H15).....	20
2.9	Eigenständige Analyse des Ereignisses „Fehlerhaftes Schließen eines Speisewasser ISO-Ventils“ (RSK88, E10) .....	22
2.10	Nachwärmeabfuhr unter Berücksichtigung des Einzelfehlerkonzeptes (RSK91).....	27
2.11	Betrachtete Einwirkungen bei den Nachweisen der Versagensfestpunkte (RSK106).....	30
2.12	Eigenständige Analyse für das Ereignis „Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (H16).....	31
2.13	Angabe, in wie weit alle in /SIANF 1112/ aufgeführten Ereignisse durch bereits untersuchte Ereignisse abgedeckt sind (H2, RSK20) .....	33

2.14	Probabilistische Analysen .....	38
<b>3</b>	<b>Fragestellungen, zu denen weiterhin Auffassungsunterschiede zwischen dem TÜV SÜD und der GRS bestehen.....</b>	<b>39</b>
3.1	Nachweis der Konservativität bei der Wahl der Randbedingungen (konservatives Ergebnis) oder Unsicherheitsanalysen für die Ereignisse, bei denen der MASL-Wert sich dem MASL <sub>99,9</sub> -Wert annähert (H3) .....	39
3.2	Angabe, in wie weit alle in /SIANF 1112/ aufgeführten Ereignisse durch bereits untersuchte Ereignisse abgedeckt sind (H2, RSK20) .....	44
<b>4</b>	<b>Fragestellungen, die von der weiteren Diskussion zwischen dem TÜV SÜD und der GRS ausgenommen wurden.....</b>	<b>44</b>
4.1	Freisetzung von Isoliermaterial: Es gibt keine Aussage, ob der Nachweis für die bestehende Reaktorleistung / Leistungserhöhung erbracht wurde (E12) .....	45
4.2	Nachweis für die druckführenden Komponenten für die Belastungsstufe 0 (H5, RSK5, RSK6).....	47
4.3	Auslegung gegen das Bemessungserdbeben.....	49
4.4	Berücksichtigung von Einrichtungen außerhalb der atomrechtlichen Genehmigung .....	50
<b>5</b>	<b>Abkürzungen.....</b>	<b>52</b>
<b>6</b>	<b>Unterlagen.....</b>	<b>53</b>
<b>7</b>	<b>Anhang 1 .....</b>	<b>55</b>
<b>8</b>	<b>Anhang 2 .....</b>	<b>57</b>

**Kommentar der GRS zu den Angaben des TÜV:** Nach Ansicht der GRS ist zur Nachvollziehbarkeit dieser Aussage eine Begründung erforderlich, warum kein nennenswerter Einfluss der Leistungserhöhung auf die Ergebnisse der PSA zu erwarten ist. Im Rahmen der Untersuchung nach Stand von Wissenschaft und Technik hatte die GRS aus den /SIANF 1112/, Abschnitt 5, abgeleitet, dass bei Anlagenänderungen probabilistische Analysen durchzuführen sind, um die sicherheitstechnische Relevanz der Änderung zu bewerten.

**Abschließende Stellungnahme der GRS:** Der Gutachter führt in seinem Gutachten von 2007 aus, dass die Leistungserhöhung unter probabilistischen Gesichtspunkten nicht zu einem numerisch relevanten Anstieg der Häufigkeit von Gefährdungszuständen führt und verweist auf Sekundärliteratur. Der TÜV geht auf die PSA nochmals in der Antwort zur Frage 123 der RSK ein und argumentiert, dass sich die Wirksamkeitsbedingungen der Einrichtungen der SE 3 nicht ändern und damit auch nicht die PSA-Ergebnisse. Die Wirksamkeitsbedingungen der aktuellen PSA wurden verifiziert und unverändert aus der Vorläufer PSA 1997 übernommen. Bereits im Rahmen der PSA 1997 wurde (konservativ) eine Leistungserhöhung berücksichtigt. Der TÜV stellt fest, dass sich aufgrund des in beiden PSA ermittelten Sicherheitsniveaus und der darin dominierenden Beiträge kein ergebnisrelevanter Beitrag aus der Leistungserhöhung ergibt.

Quantitative Angaben liegen der GRS weiterhin nicht vor. Die Aussagen des TÜV sind jedoch plausibel, so dass diese Fragestellung für die GRS abgeschlossen ist.

### **3 Fragestellungen, zu denen weiterhin Auffassungsunterschiede zwischen dem TÜV SÜD und der GRS bestehen**

#### **3.1 Nachweis der Konservativität bei der Wahl der Randbedingungen (konservatives Ergebnis) oder Unsicherheitsanalysen für die Ereignisse, bei denen der MASL-Wert sich dem MASL<sub>99,9</sub>-Wert annähert (H3)**

**Hinweis der GRS:** Im Modul 6 der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“, Revision D wird die Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten gefordert. Wird diese nicht durchgeführt, wie es bei den Analysen der Leistungserhöhung der Fall ist, so kann die

Nachweisführung gemäß Modul 6 nach vier verschiedenen abdeckenden Methoden erfolgen. Laut GRS ist aus dem Gutachten nicht ersichtlich, welche dieser abdeckenden Methoden hier verwendet wurde.

**Antwort des TÜV:** Die bei den Transienten- und Störfallanalysen zur Leistungserhöhung gewählte Vorgehensweise entspricht der bisher üblichen Praxis in Deutschland, nach der schon in den Analysen vorgegangen wurde, die zum Genehmigungsverfahren für den Betrieb der Anlage bzw. zu nachfolgenden Änderungsgenehmigungen durchgeführt wurden. Danach werden realistische, sog. "best estimate" Rechenprogramme und Rechenmodelle eingesetzt. In den Rechenmodellen werden dann einzelne Parameter, die erfahrungsgemäß einen großen Einfluss auf das Rechenergebnis haben, wie z. B. die Reaktorleistung oder die Nachzerfallsleistung, hinreichend stark pessimisiert, so dass ausreichend konservative Ergebnisse erzielt werden.

In einer generischen Studie kamen GRS und TÜV zu dem Schluss, dass eine deterministische Bestimmung der Thermohydraulikdaten mit hinreichend pessimistischen Eingabedaten ausreichend konservativ ist /L6/. Damit ist festzustellen, dass die bisherige Methode nicht schlechter ist bzw. die neue in der Revision D der "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke" beschriebene Vorgehensweise keinen Sicherheitsgewinn bringt.

**Kommentar der GRS zur Antwort des TÜV:** In den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Revision D“, wird eine Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten gefordert bzw. eine abdeckende Nachweisführung. Der TÜV hat für seine Nachweismethode eine abdeckende Nachweisführung gewählt, die der aktuellen Genehmigungspraxis entspricht. Dabei werden einzelne Parameter, die erfahrungsgemäß einen großen Einfluss auf das Analyseergebnis haben, hinreichend pessimisiert, so dass ausreichend konservative Ergebnisse erzielt werden. Dieses Verfahren entspricht allerdings keinem der 4 in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ beschriebenen Verfahren. Vom TÜV wird der Begriff „ausreichen konservativ“ nicht bestimmt. Im § 3.4 d) der „Sicherheitskriterien ist dieser wie folgt definiert:

Auf die Ermittlung der Gesamtunsicherheit gemäß dem Abschnitt 3.3 kann verzichtet werden, ...

„d) falls hinreichend konservativ gewählte Einzelparameter verwendet werden, für welche in einem vergleichbaren Fall nachgewiesen ist, dass die gemäß dem Abschnitt 3.3.

quantifizierten Unsicherheiten bezüglich des jeweiligen Nachweiskriteriums abgedeckt werden.“

Aus den in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ beschriebenen Nachweismethode lässt sich ableiten, dass die „hinreichen pessimistischen Randbedingungen (Parameter) erst bestimmt werden können, wenn die Anforderungen an eine die Unsicherheiten abdeckende Analyse bekannt sind. Der TÜV hat nicht dargestellt, wie er ein „ausreichend konservatives“ Analyseergebnis bestimmt. Dies sollte ergänzt werden.

**Erläuterung:** Das für die Betrachtungen relevante Ereignis ist die Transiente „TUSA ohne FDU“/„Ausfall der HWS“, weil hier mit einem starken MASL-Rückgang zu rechnen ist und das Ereignis eine abdeckende Transiente für die Sicherheitsebene 2 darstellt (Ereignis S2-04 nach SiAnf). Diese Zuordnung zur Sicherheitsebene 2 deckt sich weitgehend mit der Ereignisklassifizierung nach KTA-GS-47, die vom TÜV ursprünglich herangezogen wurde, wo dieses Ereignis zur Klasse 2 zählt. Ein Nachweiskriterium für Ereignisse der Sicherheitsebene 2 nach SiAnf ist u.a. die „Weiterverwendbarkeit des Reaktorkerns“. Die Weiterverwendbarkeit ist gegeben, wenn der  $MASL_{99,9}$ -Grenzwerte bei allen Transienten der Sicherheitsebene 2 eingehalten wird und somit die Brennstab-Hüllrohre nicht unzulässig belastet werden. Insofern darf während des ungestörten Leistungsbetriebs der Wert  $MASL_{GRENZ}$  nicht unterschritten werden.

$$MASL_{GRENZ} \geq MASL_{99,9} + MASL_{TRANS}$$

$MASL_{TRANS}$  stellt den Wert dar, der im Verlauf einer Transiente aufgezehrt wird (MASL-Vorhalt).

- Bestimmung von  $MASL_{99,9}$  und der MASL-Vorhalte

Die GRS hat aus dem TÜV-Gutachten einen abdeckenden zyklusminimalen  $MASL_{GRENZ}$  von 1,37 für eine Reaktorleistung von 4100 MW und 74 bar entnommen (für ATRIUM 10XP und ATRIUM 10A). Laut TÜV beträgt der  $MASL_{99,9}$ -Wert für den ATRIUM10XP-UO2-MOX-Gleichgewichtskern und 4100 MW  $MASL_{99,9}=1,08$ . Für 4000 MW wurde der  $MASL_{99,9}$  nicht bestimmt. Frühere Analysen ergaben für 3840 MW und einen ATRIUM 10A-UO2-Gleichgewichtskern einen Wert  $MASL_{99,9}=1,06$ . Der Unterschied von 0,02 wird zur Hälfte auf das unterschiedliche BE-Design und zur Hälfte auf die unterschiedliche Reaktorleistung (höhere Leistung mit flacherer Leistungsverteilung) zurückgeführt. Deswegen wurden die  $MASL_{99,9}$ -Werte aller BE. für die keine spezifische Bestimmung bei erhöhter Reaktorleistung vorgenommen wurde, pauschal mit

einer Pönale von 0,01 versehen. Die GRS hat den ungünstigeren Wert von 1,08 angenommen, weil die GRS diese pauschale Annahme des TÜV nicht nachvollziehen konnten. Daraus ergibt sich ein verfügbarer MASL-Vorhalt von 0,29 für  $MASL_{TRANS}$  (zyklusminimaler MASL-Wert  $MASL_{GRENZ}$  von 1,37 minus  $MASL_{99,9}$  von 1,08). Dieser darf bei einer Transiente ausgeschöpft werden, ohne dass die Hüllrohre thermisch überlastet werden. Für die Annahme eines möglicherweise günstigeren Wertes liegen der GRS keine Unterlagen vor. Wegen anderer Druck- und Leistungswerte erwartet AREVA nach einer Untersuchung, dass für 4000 MW und 70,6 bar der MASL-Grenzwert um 0,03 bis 0,04 günstiger liegt als für 4100 MW und 74 bar ( $MASL_{GRENZ} = 1,40$  bis 1,41). Ein Nachweis für die höheren Werte von  $MASL_{GRENZ}$  liegt nicht vor.

- Bestimmung von  $MASL_{TRANS}$

Für Reaktorleistung 4000 MW wurde die Transiente „TUSA ohne FDU“ von FANP und TÜV für ATRIUM 10A-BE untersucht. Der TÜV ermittelt den erforderlichen MASL-Vorhalt mit 0,317 und FANP mit 0,286 (siehe Fall 2, S. 231 im TÜV-Gutachten). Die Untersuchungen wurden mit konservativen Randbedingungen durchgeführt, wie dem Ausfall der 1. Gruppe der Si+E-Ventile, Unverfügbarkeit eines Abschalttanks, konservative Werte für Tot- und Stellzeiten der Si+E-Ventile und konservative Berücksichtigung der Messungenauigkeiten für den Reaktorschutz. Diese Annahmen sind konservativ in Bezug auf den maximalen Druckanstieg, müssen aber nicht zwingend konservativ für die Ermittlung von  $MASL_{99,9}$  sein.

Die TÜV-Analyse zur „TUSA ohne FDU“ zeigt also eine geringfügige Verletzung des verfügbaren MASL-Vorhaltes ( $0,290 - 0,317 = -0,027$ ), die FANP-Analyse schöpft den MASL-Vorhalt nicht ganz aus ( $0,290 - 0,286 = 0,004$ ). Andere Untersuchungen im TÜV-Gutachten zur „TUSA ohne FDU“ 4000 MW beziehen sich auf GE-Brennelemente. Diese Analysen weisen einen größeren Abstand zu  $MASL_{99,9}$  aus. Im Gutachten wird auch auf konservative Untersuchungen zur „TUSA ohne FDU“ mit Ausfall des 1. RESA-Anregekriteriums eingegangen. Allerdings wurden diese Transienten der Sicherheitsebene 3 zugeordnet. Die Analyseergebnisse zeigen einen größeren Wert für  $MASL_{TRANS}$  und somit eine höhere Wahrscheinlichkeit für eine Verletzung von  $MASL_{99,9}$ . Allerdings ist auf dieser Sicherheitsebene die Weiterverwendbarkeit des Reaktorkerns nicht nachzuweisen.

12/11  
0000

- Berücksichtigung von Unsicherheiten und abdeckenden Annahmen nach Regelwerk

Bei der Nachweisführung zur Einhaltung der  $MASL_{99,9}$ -Werte wurden unseres Erachtens Regelwerksanforderungen an eine abdeckende Nachweisführung (beispielsweise nach RSK-Leitlinie) nicht erfüllt. So sind nach Auffassung der GRS auch für Ereignisse der Sicherheitsebene 2 gemäß Anhang 5, Abschnitt 3(2) der SiAnf Unsicherheiten gemäß dem Abschnitt 3.3 (Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten) zu quantifizieren und zu berücksichtigen oder gemäß Abschnitt 3.4 (abdeckende Nachweisführung) zu berücksichtigen.

Der TÜV hat bei den Transientenanalysen den Bericht KTA-GS-47 zugrunde gelegt. Die Analysen danach sind jedoch keine konservativen Analysen, weil die Analysen von Nennbetriebsbedingungen ausgehen und keine Versagensannahmen gemacht werden.

Die Kernausslegung wurde mit dem THAM-Verfahren vorgenommen (Thermohydraulische Analyseverfahren). Die GRS hat in GRS-A-805 dargelegt, dass bei Anwendung der THAM-Methode Verletzungen von  $MASL_{99,9}$  auftreten können, wenn bestimmte Konservativitäten wie Ausfall der ersten RESA-Anregung, höhere Reaktorleistung oder langsamerer Abfall des Kerndurchsatzes beim Abfahren der Hauptkühlmittelpumpen unterstellt werden.  $MASL_{99,9}$  berücksichtigt laut GRS-A-805 die Abweichungen der MASL-Korrelationen von den Messwerten verschiedener unsicherer Eingangsgrößen, nicht jedoch Unsicherheiten z.B. bei den Zeiten und Wirksamkeiten für die RESA, das Abfahren Hauptkühlmittelpumpen und bei Reaktivitätskoeffizienten.

Es gibt Untersuchungen zu ATWS-Ereignissen mit Ausfall Hauptwärmesenke (TÜV-Gutachten) und Unsicherheitsanalysen der GRS für den SWR69, die zeigen, dass MASL-Grenzwerte bzw. DNB-Werte verletzt werden. Insofern ist nicht auszuschließen, dass beim Ereignis „TUSA ohne FDU“ mit ungünstigen Randbedingungen, wie z.B. verzögertes Einschleusen eines Steuerelementes oder verzögerte RESA-Auslösung, auch im KRB-II erhöhte Hüllrohrtemperaturen auftreten könnten und die Weiterverwendbarkeit des Kerns in Frage gestellt wäre.

**Abschließende Stellungnahme der GRS:** Zusammenfassend lässt sich festhalten, dass die Nachweise des TÜV zum Ereignis „TUSA ohne FDU“ bei einer Leistung von 4000 MW einen MASL-Rückgang zeigen, der – bei Verwendung der belastbaren Nachweise des TÜV – sehr dicht an den  $MASL_{99,9}$ -Wert heranreicht oder sogar leicht

unterschreitet. Die im TÜV-Gutachten angesetzten Konservativitäten bei den Transientenanalysen sind u.E. nicht für einen abdeckenden bzw. konservativen Nachweis ausreichend. Wir empfehlen daher weiterhin eine Analyse mit abdeckenden Annahmen für die Transiente „TUSA ohne FDU“ bei 4000 MW und 70,6 bar für die nach der Leistungserhöhung für den Einsatz vorgesehenen Brennelemente. In diesem Zusammenhang verweisen wir auch auf die Anforderungen an die Nachweisführung aus dem oben aufgeführten Kapiteln der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (SiAnf).

### **3.2 Angabe, inwieweit alle in /SIANF 1112/ aufgeführten Ereignisse durch bereits untersuchte Ereignisse abgedeckt sind (H2, RSK20)**

In Kapitel 2.13 wurde dargelegt, dass für die Mehrzahl der Ereignisse aus den SiAnf abdeckende Untersuchungen des TÜV vorliegen.

Zu einigen der Ereignisse aus den SiAnf bestehen hinsichtlich der erforderlichen Nachweise im Rahmen der Leistungserhöhung zwischen TÜV und GRS unterschiedliche Auffassungen. So ist die GRS der Meinung, dass ein Teil der Ereignisse des Nichtleistungsbetriebs von der Leistungserhöhung betroffen ist (E2-11, E2-17, E2-18, E2-19, E3-06, E3-21, E3-22 und E3-23). Für diese Ereignisse sollte noch die Beherrschbarkeit bei erhöhter Leistung nachgewiesen werden. Dies gilt auch für die Ereignisse E2-25 (ungünstigste Fehlbeladung eines reaktivsten Brennelementes) und E3-24 (Dichtheitsverlust zwischen Druck- und Kondensationskammer). Für E2-25 liegen die Nachweise nicht vor, für E3-24 sind sie nach Auffassung der GRS unvollständig.

## **4 Fragestellungen, die von der weiteren Diskussion zwischen dem TÜV SÜD und der GRS ausgenommen wurden**

Im Auftrag des BMU (Schreiben vom 18.07.2012) hat die GRS unter anderem eine Bewertung durchgeführt, ob mit den in Ergänzung zum TÜV-Gutachten von Dezember 2007 nachgereichten TÜV-Stellungnahmen die Auswirkungen der Leistungserhöhung auf das Anlagenverhalten nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik ausreichend untersucht wurden. Die nachfolgenden Themen wurden dabei als noch zu klärende Fragestellungen identifiziert. Aufgrund ihrer von der Leistungserhöhung unabhängigen Bedeutung werden diese behördlicherseits geklärt.

# **Kerntechnischer Ausschuss**

---

---

**Statusbericht**

**zum Konzept:  
Klassifizierung von Ereignisabläufen  
für die Auslegung von Kernkraftwerken**

**Juni 1985**

---

---

**KTA-GS-47**

## Anhang D 2

### Angenommener Ereignisablauf für einen Siedewasserreaktor

#### 1. Bezeichnung des angenommenen Ereignisses

Ausfall der Hauptwärmesenke durch unbeabsichtigtes Schließen der Frischdampf-Isolationsventile.

#### 2. Stichworte über Ereignisablauf

Dampfabfuhr am Reaktordruckbehälter wird abgesperrt,

Reaktordruck steigt mit ca. 10 bar/s, "

Leistungserzeugung steigt stark an,

RESA unterbricht Leistungsanstieg, \*

Öffnen der Sicherheitsventile unterbricht Druckanstieg.

*Leist. & RD keine  
komparative Analyse,  
da keine Vergleichs-  
werte vorhanden sind +  
etc.*

#### 3. Gegenmaßnahmen durch das Sicherheitssystem und andere Maßnahmen

RESA und Abfahren der Hauptkühlmittelpumpen, ausgelöst durch

- a) Ventilstellungsüberwachung
- b) Neutronenfluß > max
- c) Reaktordruck > max

Öffnen der Sicherheitsventile, ausgelöst durch

- a) Druck > max<sub>1</sub> (Entlastungsfunktion-Fremdmedium)
- b) Druck > max<sub>2</sub> (Sicherheitsfunktion-Fremdmedium)
- c) Druck > max<sub>3</sub> (Eigenmediumgesteuert)

#### 4. Angenommene Häufigkeit des auslösenden Ereignisses

H = 1/a     *1/a*

#### 5. Betrachtete Fehlerkombination (Ereignisablaufbaum)

Die Tabelle D 2-1 zeigt im oberen Teil die üblicherweise im Genehmigungsverfahren diskutierten Ereignisabläufe.

*\* konsistente Zeit mit der Annahme „Ausfall der ersten RE 14-Anregung“, verzögertes Einschließen des Hauptkühlmittels etc*

## 6. Einstufung in Ereignisklassen

Die Tabelle D 2-1 gibt - unter Annahme der an ihrem rechten Rand angegebenen Ausfallwahrscheinlichkeiten - am unteren Rand die Einstufung der einzelnen Ereignisabläufe in Ereignisklassen an.

## 7. Technologische Grenzen, die für dieses Ereignis relevant sind

Im Reaktorkern - Hüllrohre

- a) Schmelzpunkt des Zr bei 1800°C
- b) Eutektikumsbildung Zr/Inconel bei Hüllrohrtemperaturen > 950°C
- c) Selbsterhaltende Zr-H<sub>2</sub> O-Reaktion in Dampfatosphäre bei Hüllrohrtemperaturen > 950°C und progressive Reaktion bei Hüllrohrtemperaturen > 1200°C

Bei Temperaturen > 950°C verliert das Hüllrohr zunehmend seine Fähigkeit, die Spaltgase zurückzuhalten, das jedoch erst bei Erreichen des Schmelzpunktes völlig versagt.

Im Reaktorkern - Brennstoff

Schmelzen von Brennstoff in größeren Bereichen des Brennstabs (Gefahr der Verlagerung von Brennstoff).

## 8. Auslegungskriterien gemäß Genehmigungspraxis

Im Kern - Brennstoffhülle

Vermeiden kritischer Siedezustände ( $MSKHB > 1$ ) bzw. bei Versagen der ersten Reaktorschutzanregung:

Hüllrohrtemperatur gerechnet mit konservativer Filmsiedekorrelation < 600°C (entspricht tatsächlicher Hüllrohrtemperatur < 380 °C)

Im Kern - Brennstoff

Vermeiden von zentralem Brennstoffschmelzen

Im Primärsystem

Druck < 1, 1 facher Auslegungsdruck

## 9. Vorschlag für Grenzwerte

In Tabelle D 2-2 werden für die betrachteten Ereignisabläufe für die verschiedenen Schutzziele und Ereignisklassen sinnvoll abgestufte Grenzwerte angegeben.



## KTA 3101.1

### Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren

#### Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung

Fassung 2016-11

#### Vorbemerkung

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) beabsichtigt, die zurzeit in der Fassung 2012-11 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. Februar 2017,**

bei der Geschäftsstelle des Kerntechnischen Ausschusses beim Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit, Willy-Brandt-Straße 5, 38226 Salzgitter, einzureichen.

Frühere Fassung der Regel: 1980-02 (BAnz. Nr. 92 vom 20. Mai 1980)  
2012-11 (BAnz. vom 23. Januar 2013)

---

### Änderungsentwurf

#### Inhalt

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 .....	8
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

## (12) Sicherheitsebenen 1 bis 4a

siehe KTA 3103

## (13) Siedezustand, kritischer

Ein kritischer Siedezustand liegt sowohl bei Einsetzen des Filmsiedens (departure from nucleate boiling,  $DNB = 0$ ) 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 (DNBR-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 Blasen-sieden 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

- Reaktivitätskontrolle,
- Kernkühlung und
- 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.

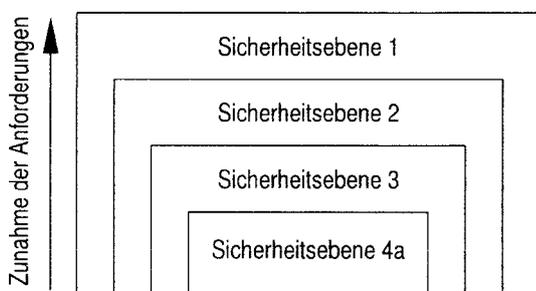
Hinweis:

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  $MASL_{100}$ -Grenzwert eingehalten wird. Für den DWR ist kein eigener Nachweis erforderlich, wenn der transiente Vorhalt  $\Delta DNBR_{trans}$ , 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

$\Delta DNBR_{trans}$  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 Brennstäbe im Reaktorkern 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 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

- kritischen Siedezuständen oder Überschreiten werkstoffabhängiger Temperatur-Zeit-Kriterien der Brennstabhüllrohre,
- zentralem Brennstoffschmelzen und
- Überschreiten von Grenzwerten der schnellen Enthalpiezufuhr

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