

**Anhang 5 zu den
„Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“:
Anforderungen an die Nachweisführung und Dokumentation**

vom 3. März 2015

Gliederung

- 1 Zielsetzung**
- 2 Grundlegende Anforderungen an die Systembewertung**
- 3 Grundlegende Anforderungen an die deterministische Analyse von Ereignissen oder Zuständen**
 - 3.1 Validierung von Analyseverfahren
 - 3.1.1 Zielsetzung
 - 3.1.2 Durchführung
 - 3.1.3 Dokumentation
 - 3.2 Festlegungen zu Anfangs- und Randbedingungen sowie zum Umfang der Nachweisführung
 - 3.2.1 Sicherheitsebenen übergreifende Anforderungen
 - 3.2.2 Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)
 - 3.2.3 Sicherheitsebene 2 (Anomaler Betrieb)
 - 3.2.4 Sicherheitsebene 3 (Störfall)
 - 3.2.5 Sicherheitsebene 4a (Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung)
 - 3.2.6 Sicherheitsebene 4b (Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen) sowie Sicherheitsebene 4c (Unfälle mit schweren Brennelementschäden)
 - 3.3 Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten
 - 3.4 Abdeckende Nachweisführung
- 4 Grundlegende Anforderungen an die messtechnische Nachweisführung**
- 5 Grundlegende Anforderungen an ingenieurmäßige Bewertungen**
- 6 Grundlegende Anforderungen an probabilistische Sicherheitsanalysen**
- 7 Grundlegende Anforderungen an die Dokumentation**
- Anlage 1 Detailanforderungen an die Nachweisführung bei Kühlmittelverluststörfällen**
- Anlage 2 Detailanforderungen an die Ermittlung von Differenzdrücken innerhalb des Sicherheitsbehälters**
- Anlage 3 Detailanforderungen an die Ermittlung von Strahl- und Reaktionskräften bei Lecks an druckführenden Systemen innerhalb des Sicherheitsbehälters**

1 Zielsetzung

- 1 (1) Dieser Regeltext enthält Anforderungen an sicherheitstechnische Nachweisführungen und Dokumentationen.

Zum Nachweis der Erfüllung von in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ aufgestellten Anforderungen sind geeignete Nachweismethoden heranzuziehen.

Hinweis:

Im Folgenden werden übergeordnete Anforderungen an die Nachweisführung und Dokumentation formuliert. Detailanforderungen an die Nachweisführung bei Kühlmittelverluststörfällen finden sich in Anlage 1. Detailanforderungen an die Ermittlung von Differenzdrücken innerhalb des Sicherheitsbehälters finden sich in Anlage 2. Detailanforderungen an die Ermittlung von Strahl- und Reaktionskräften bei Lecks an druckführenden Systemen innerhalb des Sicherheitsbehälters finden sich in Anlage 3. Weitere fachspezifische Anforderungen finden sich gegebenenfalls in den fachspezifischen Regelwerkstexten.

- 1 (2) Zur Nachweisführung sind gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Nummer 5 (2) deterministische sowie probabilistische Methoden heranzuziehen:

Die deterministischen Methoden umfassen

- a) die rechnerische Analyse von Ereignissen oder Zuständen,
- b) die Messung oder das Experiment,
- c) die ingenieurmäßige Bewertung.

Die deterministischen Methoden bilden die Basis für die Durchführung von Systembewertungen. Ergänzend zu den Ergebnissen aus der Anwendung deterministischer Methoden fließen im jeweils erforderlichen Umfang Ergebnisse aus probabilistischen Analysen in die Systembewertung ein. Die Systembewertung dient dem Nachweis der Erfüllung der Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Maßnahmen und Einrichtungen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen.

- 1 (3) Die Nachweisführungen sind in geschlossener und nachvollziehbarer Form in Nachweisunterlagen zu dokumentieren.

2 Grundlegende Anforderungen an die Systembewertung

- 2 (1) Durch die Systembewertung ist zu zeigen, dass die geforderte Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Maßnahmen und Einrichtungen sowie deren wesentlichen Qualitätsmerkmale erfüllt werden. Die Bedingungen, die sich aus der rechnerischen Analyse von Ereignissen oder Zuständen

ergeben, sind dabei zu berücksichtigen.

- 2 (2) Die Durchführung einer Systembewertung erfordert eine aktuelle Zusammenstellung der sicherheitstechnisch wichtigen Informationen über die bestehenden Bedingungen für eine ausreichende Wirksamkeit sowie den Zustand der betroffenen sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen, gegebenenfalls unter Einbeziehung geplanter Änderungsvorhaben, mit Angabe der auf den jeweiligen Sicherheitsebenen durchzuführenden Aufgaben oder zu erfüllenden sicherheitstechnischen Funktionen sowie zu deren Aufbau, Anordnung und Auslegung.
- 2 (3) Ergebnisse der Auswertung der Betriebserfahrung sind, sofern für den zu analysierenden Sachverhalt von sicherheitstechnischer Bedeutung, in die Systembewertung einzubeziehen.

3 Grundlegende Anforderungen an die deterministische Analyse von Ereignissen oder Zuständen

- 3 (1) Durch die Analyse von Ereignissen oder Zuständen ist zu zeigen, dass in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ aufgestellte quantitative Nachweiskriterien erfüllt werden.
- 3 (2) Bei Nachweisführungen durch die Analyse von Ereignissen oder Zuständen sind
 - a) aktuelle Zusammenstellungen der sicherheitstechnisch wichtigen Informationen über den bestehenden Zustand der betroffenen sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen heranzuziehen, gegebenenfalls unter Einbeziehung geplanter Änderungsvorhaben;
 - b) für den jeweiligen Anwendungsbereich validierte Analyseverfahren gemäß den in Nummer 3.1 dargestellten Anforderungen zu verwenden;
 - c) den Analysen hinsichtlich ausgewählter Anfangs- und Randbedingungen die in Nummer 3.2 aufgelisteten Vorgaben zu Grunde zu legen;
 - d) für die Sicherheitsebenen 1 bis 3 die Unsicherheiten, die mit dem jeweiligen Analyseergebnis für das jeweilige Nachweiskriterium verbunden sind, in ihrer Gesamtheit gemäß Nummer 3.3 zu quantifizieren und zu berücksichtigen oder gemäß Nummer 3.4 zu berücksichtigen;
 - e) für die Sicherheitsebene 4 die Unsicherheiten des Analyseergebnisses im Hinblick auf das Nachweisziel zu bewerten.

- 3 (3) Bei Nachweisführungen durch die Analyse von Ereignissen oder Zuständen sind insbesondere zu dokumentieren:
- a) die relevanten verwendeten Daten; sofern nicht anlagenspezifische Daten verwendet werden ist deren Übertragbarkeit zu begründen;
 - b) die Begründung der Auswahl der zu Grunde gelegten Einwirkungen, Ereignisse, Betriebsphasen und Betriebszustände im Hinblick auf die Einhaltung des jeweiligen Nachweiskriteriums;
 - c) bei Verwendung statistischer Verfahren die Ermittlung der Unsicherheit des Analyseergebnisses, die bei der Analyse verwendeten Verteilungen für die relevanten Eingangsparameter, ihre Herleitung sowie, sofern relevant, ihre Abhängigkeiten gemäß Nummer 3.3 (1).

3.1 Validierung von Analyseverfahren

3.1.1 Zielsetzung

- 3.1.1 (1) Analyseverfahren, die für die sicherheitstechnische Nachweisführung zur Einhaltung der Nachweiskriterien eingesetzt werden, müssen für den jeweiligen Anwendungsbereich validiert sein.
- 3.1.1 (2) Werden bei Analysen zur Wirksamkeit von präventiven oder mitigativen Notfallmaßnahmen Berechnungsverfahren angewendet, sollen diese für den jeweiligen Anwendungsbereich validiert sein.
- 3.1.1 (3) Die Validierung eines Analyseverfahrens muss die Überprüfung des Anwendungsbereichs des Verfahrens umfassen sowie die Überprüfung der Übereinstimmung der mit dem Verfahren erzielbaren Ergebnisse mit Vergleichswerten aus
- a) Experimenten, Prüfergebnissen, dem Anlagenbetrieb, Anlagentransienten oder anderen Ereignissen,
 - b) analytischen Lösungen oder
 - c) anderen validierten Analyseverfahren.
- 3.1.1 (4) Ein Analyseverfahren kann dann als validiert gelten, wenn die Anwendbarkeit und hinreichende Genauigkeit des verwendeten Verfahrens für die jeweilige Anwendung im Rahmen

des durchgeführten und dokumentierten Validierungsumfangs gezeigt ist. Dies ist insbesondere dann der Fall, wenn die Ergebnisse des Verfahrens innerhalb der Bandbreiten experimenteller Ergebnisse (siehe Nummer 3.1.2 (2)) liegen.

3.1.2 Durchführung

3.1.2 (1) Der Validierung ist eine ausreichende Zahl von Vergleichswerten zu Grunde zu legen. Der notwendige Umfang sowie die erforderliche Qualität (siehe Nummer 3.1.2 (2)) der Vergleichswerte hängen vom Anwendungsbereich des Analyseverfahrens ab.

3.1.2 (2) Für die Validierung herangezogene Experimente sollen hinsichtlich der wesentlichen Parameter grundsätzlich den Bereich von Bedingungen abdecken, in dem das Analyseverfahren angewendet werden soll. Andernfalls ist die Übertragbarkeit der experimentellen Ergebnisse auf den Anwendungsbereich zu zeigen.

3.1.3 Dokumentation

3.1.3 (1) Die Dokumentation der Validierung muss enthalten:

- a) Daten zu den herangezogenen Vergleichswerten (gemäß Nummer 3.1.1 (3)), bei Experimenten, Prüfergebnissen, dem Anlagenbetrieb, Anlagentransienten oder anderen Ereignissen mit Angaben zur Genauigkeit der herangezogenen Vergleichswerte,
- b) Angaben zu dem durch die Validierung abgesicherten Anwendungsbereich des Analyseverfahrens,
- c) Beschreibungen der verwendeten Rechenverfahren und -modelle sowie der Eingabedaten.

3.2 Festlegungen zu Anfangs- und Randbedingungen sowie zum Umfang der Nachweisführung

3.2.1 Sicherheitsebenen übergreifende Anforderungen

3.2.1 (1) Für Nachweise zur Standsicherheit von baulichen Anlagenteilen, deren Einsturz zu sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen führen könnte, sind die relevanten mechanischen, chemischen und thermischen Einwirkungen zu berücksichtigen.

- a) Die Einwirkungen, die sich auf Grund der auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 zu unterstellenden Bedingungen, Ereignisse und festgelegten Betriebszustände sowie resultierend aus Einwirkungen von innen und außen ergeben können, müssen jeweils so angesetzt oder überlagert werden, dass alle Auswirkungen konservativ erfasst werden.

- b) Bei Einwirkungen aus Notstandsfällen ist eine im Vergleich zur Sicherheitsebene 3 stärkere Ausnutzung der Tragfähigkeit der baulichen Anlagenteile grundsätzlich zulässig, wobei alle wesentlichen Einwirkungs- und Widerstandsgrößen realistisch erfasst sein müssen.
- c) Die Einwirkungen, die sich durch die auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c unterstellten Ereignisabläufe und Bedingungen auf die Anlagenteile ergeben können, können jeweils realistisch angesetzt werden.

3.2.1 (2) Für Nachweise zur Integrität und Standsicherheit von Komponenten sind die relevanten mechanischen, chemischen, thermischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen zu berücksichtigen.

- a) Die Einwirkungen, die sich auf Grund der auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a zu unterstellenden Bedingungen, Ereignisse und festgelegten Betriebszustände sowie resultierend aus Einwirkungen von innen und außen ergeben können, müssen jeweils so angesetzt oder überlagert werden, dass alle Auswirkungen auf die tragenden Querschnitte im Hinblick auf den abzudeckenden Versagensmechanismus konservativ erfasst werden.
- b) Bei Einwirkungen aus Notstandsfällen ist eine im Vergleich zur Sicherheitsebene 3 stärkere Ausnutzung der Tragfähigkeit der Komponenten grundsätzlich zulässig, wobei alle wesentlichen Einwirkungs- und Widerstandsgrößen realistisch erfasst sein müssen. An den maßgebenden Stellen muss die Integrität des tragenden Querschnitts unter Beibehaltung der grundlegenden Geometrie erhalten bleiben.
- c) Die Einwirkungen, die sich durch die auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c unterstellten Ereignisabläufe und Bedingungen auf die Komponenten ergeben können, können jeweils realistisch angesetzt und die Auswirkungen auf den Zustand der Komponenten entsprechend analysiert werden.

3.2.1 (3) Kombinationen mehrerer zu unterstellender Einwirkungen von außen, oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen sind gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Nummer 4.2 (1) zu unterstellen.

Die Störfall- und Störfallfolgeeinwirkungen sind mit den „äußeren Lasten des Gebrauchszustandes“ (einschließlich Schnee- und Windlast) und den „Reaktionen aus Zwang im Gebrauchszustand“ zu kombinieren. Es ist zulässig, bei der Überlagerung der Einwirkungen den zeitlichen Verlauf zu berücksichtigen.

3.2.1 (4) Als ereignisbedingte Folgeereignisse bei Einwirkungen von außen sowie aus

Notstandsfällen sind, soweit die jeweiligen Anlagenteile nicht gegen die Einwirkungen ausgelegt sind, die Möglichkeiten für

- a) Einwirkungen aus Berstdruckwellen beim Versagen von Behältern, Rohrleitungen und sonstigen Behältern mit hohem Energieinhalt;
 - b) mechanische Folgeschäden beim Versagen von Anlagenteilen (einschließlich von umherfliegenden und fallenden Bruchstücken sowie von Strahl- und Reaktionskräften);
 - c) anlageninterne Überflutungen infolge eines Versagens von Anlagenteilen;
 - d) anlageninterne Brände und Explosionen;
 - e) erhöhte Strahlenpegel;
 - f) chemische Reaktionen sowie
 - g) Fehlfunktionen von elektrischen, leittechnischen oder verfahrenstechnischen Einrichtungen
- zu berücksichtigen und
- h) das Eintreten eines Notstromfalls
- zu unterstellen.

3.2.1 (5) Der Schutz von Bauwerken und Komponenten bei Einwirkungen von innen und außen sowie Notstandsfällen ist auf Basis spezifizierter Lastannahmen nachzuweisen. Dabei sind auch induzierte Erschütterungen von Bauwerken und Komponenten zu berücksichtigen.

3.2.1 (6) Die Nachweisführung auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a muss sich vom Eintritt eines Ereignisses mindestens bis zum Erreichen des kontrollierten Anlagenzustands erstrecken, in dem die Anlage dauerhaft verbleiben kann.

Die Analysen zur Wirksamkeit von vorgesehenen Maßnahmen auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c sollen bis zum Erreichen des für die Analyse relevanten Zustands erfolgen.

3.2.1 (7) Bei Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten nach Nummer 3.3 können Mess- und Kalibrierfehler statistisch berücksichtigt werden. Bei abdeckenden Nachweisführungen nach Nummer 3.4 sind die Mess- und Kalibrierfehler durch die Anfangs- und Randbedingungen abzudecken.

3.2.2 Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)

3.2.2 (1) In Bezug auf die jeweiligen Auslegungsgrenzen ist die gesamte, während der Betriebs- oder Zyklusdauer in Betracht kommende Bandbreite der Betriebsparameter zu berücksichtigen, unter Einbeziehung der im Normalbetrieb möglichen Änderungen und Schwankungen.

3.2.3 Sicherheitsebene 2 (Anomaler Betrieb)

3.2.3 (1) In Bezug auf das jeweilige Nachweiskriterium sind für die jeweiligen Betriebsphasen ungünstige, innerhalb realistischer Betriebszustände liegende Anfangszustände anzusetzen.

3.2.3 (2) Alle der Sicherheitsebene 2 zugeordneten und bei dem betrachteten Ereignisablauf ordnungsgemäß angeforderten Maßnahmen und Einrichtungen können für die Nachweisführung als verfügbar angenommen werden, wenn sie nicht durch das unterstellte Ereignis als ausgefallen anzusetzen sind.

3.2.3 (3) Eine vom Ereignis unabhängige Überlagerung des Notstromfalls muss nicht unterstellt werden.

3.2.4 Sicherheitsebene 3 (Störfall)

3.2.4 (1) Die anzusetzenden Anfangszustände sind

- a) bei einer Nachweisführung nach Nummer 3.4 die in Bezug auf das jeweilige Nachweiskriterium für die jeweiligen Betriebsphasen ungünstigsten anfänglichen Betriebszustände des Normalbetriebs abzudecken oder
- b) bei einer Nachweisführung nach Nummer 3.3 mittels realistischer Parameterwerte unter Einbeziehung ihrer Unsicherheitsbandbreite zu erfassen.

3.2.4 (2) Beim Nachweis der Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 ist das Einzelfehlerkonzept gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ von Nummer 3.1 (7) sowie gemäß Anhang 4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ anzuwenden.

Bei der Analyse von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 ist die Nichtberücksichtigung der ersten Anregung des Reaktorschutzsystems oder der ersten Anregung der Reaktorschnellabschaltung zu unterstellen, sofern aus physikalisch-technischen Gründen nicht nur ein Anregekriterium verfügbar ist.

Bei unterstellter Nichtberücksichtigung der ersten Anregung ist das gleichzeitige Auftreten eines Einzelfehlers an aktiven Einrichtungen zu unterstellen, bei gleichzeitiger Instandhaltung jedoch erst nach einem Zeitraum von 100 Stunden.

Die Ausfallannahmen gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ der Nummern 3.2 (6) und 3.2 (7) sind zu berücksichtigen.

3.2.4 (3) Bei allen zur Störfallbeherrschung erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen ist auch, sofern es den Ereignisablauf nachteilig beeinflusst, ereignisabhängig ein gleichzeitiger oder zeitlich versetzter Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung zu unterstellen. Die Berücksichtigung der Notstromversorgung in der Analyse soll entsprechend dem Zuschaltprogramm der mit Notstrom versorgten Aggregate erfolgen.

3.2.4 (4) Bei Kühlmittelverluststörfällen ist bei den Ermittlungen der Auswirkungen

- a) des Druck- und Temperaturaufbaus im Sicherheitsbehälter,
- b) der Druckdifferenzen innerhalb des Sicherheitsbehälters,
- c) von Bruchstücken, Strahl- und Reaktionskräften und
- d) von Druckwellen innerhalb der druckführenden Umschließung sowie
- e) bei den Nachweisführungen zur Wirksamkeit der Notkühleinrichtungen und der Standsicherheit von Einbauten (insbesondere Großkomponenten) und Räumen

für das Spektrum der zu betrachtenden Leck- oder Bruchgrößen die für die verschiedenen Einzelnachweise jeweils ungünstigste Leck- oder Bruchlage zu ermitteln und zu unterstellen.

Hinweis:

Siehe hierzu neben den beiliegenden Anlagen 2 und 3 auch in Anhang 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, dort Anlage 2.

3.2.4 (5) Bei den Nachweisführungen sind zusätzlich zu den Ausfallannahmen des Einzelfehlerkonzepts störfallbedingte Folgeausfälle von Maßnahmen und Einrichtungen, die im Sinne des Nachweisziels ungünstige Auswirkungen auf den Störfallablauf haben, zu berücksichtigen.

Das ordnungsgemäße Wirksamwerden von Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 und 2 ist zu unterstellen, sofern sich hieraus relevante ungünstige Einflüsse auf den Ereignisablauf ergeben.

3.2.4 (6) Der Quellterm für radiologische Nachweise auf der Sicherheitsebene 3 ist bis zur Beendigung der Freisetzung zu ermitteln. Zur Definition der Beendigung der Freisetzung sind erforderlichenfalls geeignete Abbruchkriterien zu spezifizieren.

Hinweis:

Detailanforderungen an die Nachweisführung bei Kühlmittelverluststörfällen sind in Anlage 1 zusammengestellt.

3.2.5 Sicherheitsebene 4a (Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung)

3.2.5 (1) Bei der Analyse von Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung

- a) können realistische Anfangs- und Randbedingungen gewählt werden; als Anfangszustand des Reaktorkerns ist jedoch beladungs- und ereignisspezifisch vom Betriebszustand zum ungünstigsten Zykluszeitpunkt (im Xenon Gleichgewicht) auszugehen; zudem sind hinsichtlich der Reaktivitätsrückwirkung Werte zu verwenden, die bestehende Unsicherheiten abdeckend berücksichtigen;
- b) können alle Maßnahmen und Einrichtungen als verfügbar angenommen werden, die nicht durch das unterstellte Ereignis ausgefallen sind; sofern im Kurzzeitbereich (Zeit bis zum Erreichen des Druckmaximums) vom Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen (DWR) Kredit genommen wird, muss das Abschalten mit Leittechnik-Funktionen der Kategorie A oder B angesteuert sein;
- c) sind die durch Steuerungs- und Regelungsvorgänge verursachten Änderungen von Betriebsparametern und Betriebszuständen mit zu berücksichtigen.

3.2.6 Sicherheitsebene 4b (Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen) sowie Sicherheitsebene 4c (Unfälle mit schweren Brennelementschäden)

3.2.6 (1) Bei der Analyse der Wirksamkeit von präventiven oder mitigativen Notfallmaßnahmen können für die zu Grunde gelegten Ereignisabläufe realistische Modelle und realistische Anfangs- und Randbedingungen verwendet werden.

Hinweis:

Die Nummern 3.3 und 3.4 müssen für Nachweisführungen zu den Sicherheitsebenen 4b und 4c nicht angewandt werden.

3.3 Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten

3.3 (1) Bei der Verwendung statistischer Verfahren ist die Gesamtunsicherheit des jeweiligen Analyseergebnisses gemäß Nummer 3 (2) Buchstabe d zu quantifizieren. Hierfür sind

- a) die Parameter (Anfangs- und Randbedingungen sowie Modellparameter) und Modelle zu identifizieren, die die Ergebnisunsicherheiten wesentlich beeinflussen;
- b) die gemäß dem aktuellen Kenntnisstand vorhandenen Unsicherheitsbandbreiten der identifizierten Parameter zu quantifizieren, bei Einsatz von statistischen Verfahren mitsamt den Verteilungen der Parameter;
- c) falls erforderlich, Abhängigkeiten oder Wechselwirkungen zwischen einzelnen Eingangsparametern festzustellen und zu berücksichtigen.

3.3 (2) Unsicherheiten einzelner Modelle im Rechenprogramm, die nicht über eine Variation von Parametern erfasst werden, sind durch Zuschläge auf das Ergebnis abzudecken, die aus der Validierung des Analyseverfahrens abgeleitet sein sollten.

3.3 (3) Werden bei der Ermittlung der Gesamtunsicherheit statistische Verfahren angewandt, ist die in Richtung des Nachweiskriteriums gehende einseitige Toleranzgrenze zu ermitteln, wobei für die Einhaltung des Nachweiskriteriums eine Wahrscheinlichkeit von mindestens 95 % mit einer statistischen Sicherheit von mindestens 95 % nachzuweisen ist.

3.3 (4) Die Einhaltung statistischer Nachweiskriterien ist mit einer statistischen Sicherheit von mindestens 95 % nachzuweisen.

3.4 Abdeckende Nachweisführung

3.4 (1) Auf die Ermittlung der Gesamtunsicherheit gemäß Nummer 3.3 kann verzichtet werden,

- a) falls durch Standardisierung abgesicherte Verfahren oder Daten vorliegen, aus denen die Unsicherheit oder ein gesicherter Abstand zur Auslegungsgrenze oder zum Nachweiskriterium abgeleitet werden kann oder
- b) falls die Unsicherheit durch Zuschläge auf das Analyseergebnis abgedeckt werden kann oder

- c) falls bezüglich des jeweiligen Nachweiskriteriums
- ungünstigste innerhalb realistischer Zustände liegende Parameterkombinationen verwendet werden, oder
 - ungünstige Werte des Unsicherheitsbereichs einzelner Parameter so kombiniert werden, dass das Analyseergebnis mit mindestens 95 % Wahrscheinlichkeit nicht überschritten wird, oder
- d) falls Berechnungsverfahren oder hinreichend konservativ gewählte Einzelparameter verwendet werden, für welche in einem vergleichbaren Fall nachgewiesen ist, dass die gemäß Nummer 3.3 quantifizierten Unsicherheiten bezüglich des jeweiligen Nachweiskriteriums abgedeckt werden.

4 Grundlegende Anforderungen an die messtechnische Nachweisführung

- 4 (1) Vor der Durchführung von Messungen oder Experimenten ist der nachzuweisende Sachverhalt festzulegen und das messtechnische oder experimentelle Verfahren detailliert zu planen. Sollen Messungen oder Tests im Kernkraftwerk durchgeführt werden, sind die Auswirkungen der Messung oder des Tests auf die Sicherheit der Anlage zu prüfen und schriftlich darzulegen. Relevante sicherheitstechnisch nachteilige Auswirkungen sind zu vermeiden.
- 4 (2) Werden Messungen oder Experimente nicht in der zu beurteilenden Anlage oder Einrichtung, sondern z.B. an Prototypen von Komponenten oder an Versuchsständen durchgeführt, so ist die Übertragbarkeit auf die zu beurteilenden Komponenten, Systeme oder Systemfunktionen darzulegen. Unsicherheiten bei der Übertragung der Ergebnisse sind zu ermitteln.
- 4 (3) Bei der messtechnischen und der experimentellen Nachweisführung sind Unsicherheiten in der Messung zu berücksichtigen.
- 4 (4) Der nachzuweisende Sachverhalt, das messtechnische oder experimentelle Verfahren und die Ergebnisse sind nachvollziehbar zu dokumentieren.

5 Grundlegende Anforderungen an ingenieurmäßige Bewertungen

- 5 (1) Ergebnisse aus ingenieurmäßigen Bewertungen können bei der Nachweisführung herangezogen werden,
- a) wenn für den zu bewertenden Sachverhalt ein Bewertungsmaßstab vorliegt und der

Bewertung zu Grunde gelegt wird; dieser Bewertungsmaßstab muss auf technisch-wissenschaftlich nachvollziehbaren Grundlagen beruhen; bei der Ermittlung des Bewertungsmaßstabes können auch geltende Regeln oder Normen, Ergebnisse aus Bewertungen zu gleichen oder ähnlich gelagerten Sachverhalten, Erkenntnisse aus Experimenten und vorliegende Erfahrungswerte einbezogen werden; und

b) wenn der nach Nummer 5 (1) Buchstabe a entwickelte Bewertungsmaßstab nachvollziehbar dokumentiert ist.

5 (2) An die Durchführung der ingenieurmäßigen Bewertungen werden folgende Anforderungen gestellt:

a) zur Bewertung herangezogene Randbedingungen, wie Ergebnisse und Daten aus durchgeführten Berechnungen und Prüfungen, sind zu begründen und dokumentieren,

b) die Ergebnisse der Bewertung sind vollständig und nachvollziehbar zu dokumentieren,

c) bei Anwendung auf interdisziplinäre und komplexe Fragestellungen ist die ingenieurmäßige Bewertung durch ein geeignet zusammengesetztes Team durchzuführen.

5 (3) Bei ergonomischen Analysen von Personalhandlungen müssen die dem Personal zugewiesenen Aufgaben im Rahmen einer Aufgabenanalyse so in Teilaufgaben zerlegt sein, dass eine Bewertung im Hinblick auf die geforderte Zuverlässigkeit der Personalhandlung und die sicherheitstechnischen Anforderungen durchgeführt werden kann.

Die Aufgabenanalyse muss die folgenden Aspekte berücksichtigen:

a) erforderliche und bereitgestellte Informationen für den Handelnden,

b) erforderliche Informationsverarbeitungsprozesse,

c) erforderliche Entscheidungen und Einzelhandlungen,

d) zeitliche und räumliche Randbedingungen der Aufgaben.

6 Grundlegende Anforderungen an probabilistische Sicherheitsanalysen

6 (1) Die grundlegenden Methoden und Randbedingungen zur Erstellung von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) sowie die Anforderungen an deren Dokumentation sind im „Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalysen“ beschrieben.

- 6 (2) Bei PSA für Bewertungen gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ der Nummern 5 (5a) und 5 (5b) sind aktuelle Methoden, Modelle und Daten zu verwenden. Die Aktualität der PSA muss insbesondere folgende Aspekte berücksichtigen:
- a) sicherheitstechnisch wichtige Änderungen an Maßnahmen, Einrichtungen oder der Betriebsweise, die in der Anlage durchgeführt wurden,
 - b) sicherheitsrelevante Ereignisse oder Phänomene, die bekannt geworden sind und deren Übertragbarkeit auf die im Anwendungsbereich der „Sicherheitsanforderungen an KKW“ benannten Kernkraftwerke in Deutschland gegeben ist, und
 - c) die anlagenspezifische Auswertung der Betriebserfahrung im Hinblick auf Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten oder Eintrittshäufigkeiten von auslösenden Ereignissen.
- 6 (3) Für PSA sind anlagenspezifische Daten zu verwenden. Sofern keine hinreichende anlagenspezifische Datenbasis aus der Betriebserfahrung zur Verfügung steht, können generische Daten verwendet werden. Die Übertragbarkeit der generischen Daten ist zu begründen.
- 6 (4) PSA sind von sachkundigem Personal des Genehmigungsinhabers zu erstellen. Eine Unterstützung durch externes Personal ist zulässig.
- 6 (5) Der jeweils erforderliche Umfang und Detaillierungsgrad der PSA ist anlassbezogen festzulegen.

7 Grundlegende Anforderungen an die Dokumentation

- 7 (1) Alle Unterlagen, die bei der Planung, der Errichtung und dem Betrieb einer Anlage für das Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren verwendet wurden oder werden, sind systematisch zu dokumentieren. Der Detaillierungsgrad der Dokumentation muss an die sicherheitstechnische Bedeutung des Inhalts der Dokumente angepasst sein.
- 7 (2) Die Dokumentation hat folgende Anforderungen zu erfüllen:
- a) Anwendung eines Freigabe-/Genehmigungsverfahrens, das der Bedeutung des jeweiligen Dokuments angemessen ist,
 - b) eindeutige Kennzeichnung von Dokumenten,

- c) zeitnahe Aktualisierung von Dokumenten, insbesondere bei Änderungen an der Anlage,
 - d) Kennzeichnung von Änderungen und des Überarbeitungsstatus von Dokumenten,
 - e) Sicherstellung der Verfügbarkeit gültiger Dokumente an den jeweiligen Einsatzorten,
 - f) zeitnahe Anpassung der zur Betriebsführung benötigten Dokumentation an den aktuellen Anlagenzustand und Bereitstellung im Bereich der Warte,
 - g) Sicherstellung der Lesbarkeit und Erkennbarkeit,
 - h) eindeutige und widerspruchsfreie Gestaltung sicherheitsrelevanter operativer Anweisungen,
 - i) Kennzeichnung und Verteilung externer Dokumente an die jeweiligen Einsatzorte,
 - j) Verhinderung der Verwendung veralteter oder nicht gültiger Dokumente.
- 7 (3) Die Dokumentation ist nach festgelegten Regeln zu pflegen und archivieren. Es sind auch Regelungen für Pflege und Archivierung der sonstigen Dokumentation zu treffen.
- 7 (4) In einem Dokumentationssystem sind Festlegungen zu Dokumentenart, Dokumentation, Unterlagenpflege, Archivierung, Verantwortlichkeiten und Prüfung zu treffen.

Anlage 1

Detailanforderungen an die Nachweisführung bei Kühlmittelverluststörfällen

- A1 (1) Zum Nachweis der Wirksamkeit der Kernnotkühleinrichtungen sind experimentell abgesicherte rechnerisch-analytische Nachweise vorzulegen. Es ist entweder die Quantifizierung der Unsicherheiten der Analyseergebnisse nach Nummer 3.3 oder die abdeckende Nachweisführung nach Nummer 3.4 mit folgenden Annahmen vorzunehmen:
1. Bei beiden Verfahren ist die ungünstigste Kombination unterstellt aus
 - a) Ausfall infolge Einzelfehler,
 - b) Unverfügbarkeit infolge Instandhaltung,
 - c) Notstromfall,

- d) Ausgangsleistung im Kern (bei Störfalleintritt ist von den ungünstigsten Werten auszugehen, die im bestimmungsgemäßen Betrieb unter Berücksichtigung der Zustandsbegrenzungen hinsichtlich der integralen Leistung, der Stableistung und der Leistungsdichteverteilung auftreten können),
- e) Zykluszeitpunkt,
- f) Bruchlage und
- g) Bruchgröße und Bruchtyp

Hinweis:

Zu unterstellende Leckquerschnitte und Brüche sowie weitere Anforderungen an die Randbedingungen der Nachweisführungen sind in Anhang 2, dort Anlage 2 sowie in Anhang 5 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ aufgeführt.

anzusetzen.

2. Bei Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten nach Nummer 3.3 können bezüglich der anfänglichen Kernleistung Mess- und Kalibrierfehler statistisch berücksichtigt werden.
3. Bei Einsatz der abdeckenden Nachweisführung nach Nummer 3.4 ist zusätzlich zu den Vorgaben gemäß Nummer A1 (1)1 bezüglich der Ausgangsleistung im Kern der maximale Mess- und Kalibrierfehler anzusetzen.
4. Bei der Analyse des Pumpenverhaltens während der Druckentlastungsphase und der Wiederauffüllphase sind – soweit nicht entsprechende Vorkehrungen getroffen sind – mögliche Versperrungen freier Strömungsquerschnitte in der Druckführenden Umschließung durch beschädigte Anlagenteile zu berücksichtigen.
5. Der aus der eindimensionalen Druckentlastungsrechnung resultierende Massenstrom ist für die Heißstab-Temperaturberechnung unter Berücksichtigung thermohydraulisch bedingter Strömungsverteilungen und eventueller Kühlkanalverengungen um 20 % zu reduzieren, solange keine dynamischen Berechnungen der Hüllrohrdehnungen vorgenommen werden.
6. Für die Ermittlung der Zulaufhöhe der Nachkühlpumpen ist nach Umschaltung auf Sumpfbetrieb mit Atmosphärendruck im Sicherheitsbehälter zu rechnen.

7. Bei der Berechnung der zeitabhängigen Wasserhöhe im Reaktorgebäudesumpf sind insbesondere zu berücksichtigen:
 - a) die Volumenänderung des Primärkühlmittels bei Temperaturänderungen,
 - b) der Befüllungsgrad des Reaktorkühlsystems,
 - c) der Dampfgehalt in der Sicherheitsbehälteratmosphäre,
 - d) die Benetzung der Oberflächen im Sicherheitsbehälter,
 - e) Spritzwasser und Ansammlungen von Wasser, welches nicht oder nur verzögert in den Reaktorgebäudesumpf gelangt.

8. Beim Nachweis, dass die Kernkühlung sowohl kurz- als auch langfristig sichergestellt ist, ist zu berücksichtigen:
 - a) freigesetztes Isoliermaterial und weitere Materialien, die die mechanische Stabilität der im Reaktorgebäudesumpf angebrachten Sumpfsiebe und den kavitationsfreien Betrieb der Nachkühlpumpen für den Sumpfbetrieb sowie die Funktion weiterer für die Ereignisbeherrschung erforderlicher Einrichtungen beeinflussen können, wobei im Hinblick auf die Ermittlung der Menge der freigesetzten Materialien als maximale Leckgröße 0,1F bezogen auf die Hauptkühlmittelleitung angesetzt werden kann, sofern die Anforderungen an den Bruchausschluss für die Hauptkühlmittelleitung erfüllt sind, sowie
 - b) der Einfluss von freigesetztem Isoliermaterial und weiteren Materialien, die in den Kern eingetragen werden.

Den Nachweisen sind thermohydraulische Randbedingungen zu Grunde zu legen, die Leckgrößen einschließlich des doppelendigen Bruchs der Hauptkühlmittelleitung abdecken.

9. Bei der Ermittlung der ausreichenden Herbeiführung und dauerhaften Aufrechterhaltung der Unterkritikalität ist beim DWR zu unterstellen, dass sich der sekundärseitige Inhalt eines Dampferzeugers mit dem Primärkühlmittel und dem durch die Notkühlung eingespeisten Kühlmittel vermischt.

A1 (2) Beim Nachweis, dass die Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter zu keinem Zeitpunkt während des Betriebes und nach Kühlmittelverluststörfällen lokal oder integral die Zündgrenze (4 % Wasserstoff in Luft) überschreitet, sind folgende Vorgaben zu berücksichtigen:

1. Wasserstoffquellen:

- Radiolyse im Kern,
- Radiolyse im Sumpf,
- Radiolyse im Brennelementlagerbecken,
- Metall-Wasser-Reaktion im Kern,
- sonstige Metall-Wasser-Reaktionen.

2. Die Wasserstoffbildung ist für mindestens 100 Tage nach Störfalleintritt zu berechnen.

Hierbei ist anzunehmen, dass der aus Metall-Wasser-Reaktionen stammende Wasserstoff sofort freigesetzt und näherungsweise homogen verteilt wird. Für den langfristig durch Radiolyse entstehenden Wasserstoff ist anzunehmen, dass dieser kontinuierlich mit oder aus dem Kühlmittel freigesetzt wird. Bei der Berechnung ist der Freisetzungsort zu berücksichtigen.

3. Als Nettoentstehungsrate für die Radiolyse im Reaktorkern und im Sumpf ist ein $G(\text{H}_2)$ -Wert von 0,44 Moleküle/100 eV anzusetzen (dieser Wert stellt die experimentell abgesicherte obere Grenze der Bildungsrate für die zu erwartende wirksame Strahlung dar).

4. Wirksame Nachzerfallsleistung des Kerns:

- a) Als Quelle der radiolytisch wirkenden Strahlung ist mindestens der der vorgesehenen Abbrandstrategie entsprechende Gleichgewichtskern am Zyklusende anzunehmen, wobei die Spaltstoff- und Spaltproduktzusammensetzung der im Kern befindlichen Brennelemente und die Aktivierungsprodukte zu berücksichtigen sind.
- b) Der im Kühlmittel absorbierte Anteil der γ -Nachzerfallsleistung ist als Zeitfunktion zu ermitteln. Sind für die Berechnung vereinfachende Annahmen erforderlich (z.B. Einteilung in Energiegruppen, Vereinfachung der Reaktorkern-Geometrie), so ist nachzuweisen, dass diese Annahmen zu konservativen Ergebnissen führen. Andernfalls ist ein zeitlich konstanter Wert von 10 % zu verwenden.
- c) Eine Absorption von β -Strahlung im Kühlmittel muss wegen des Selbstabschirmungseffekts nicht berücksichtigt werden.

5. Bezüglich der wirksamen Nachzerfallsleistung im Sumpf sind für die in das Kühlmittel freigesetzten Spaltprodukte Werte entsprechend dem maximal zulässigen Brennstabschadensumfang anzusetzen, sofern nicht durch eine Schadensumfangsanalyse ein niedrigerer Wert nachgewiesen ist.

Für die Radiolyseberechnung ist in Anlehnung an die Störfallberechnungsgrundlagen anzunehmen, dass sich von den freigesetzten Spaltprodukten folgende Anteile (bezogen auf das Inventar der defekten Brennstäbe) im Sumpfwasser befinden:

- a) 6 % der Halogene, Alkalimetalle (90 % spontane Ablagerung im Sumpf der 1 % freigesetzten Halogene, Alkalimetalle und 5 % durch Auslaugung während des Sumpfbetriebs),
- b) 0,5 % der spontanen Feststoffe (99 % Ablagerung im Sumpf der 0,01 % freigesetzten sonstigen Feststoffe und 0,5 % sonstige Feststoffe durch Auslaugung).

Es ist anzunehmen, dass ihre γ - und β -Strahlungsenergie zu 100 % vom Sumpfwasser absorbiert wird.

6. Bei der Berechnung der reagierenden Zirkonmenge im Reaktorkern ist der zeitliche und räumliche Temperaturverlauf den Ergebnissen der Kernnotkühlrechnungen zu entnehmen.
7. Sonstige Metall-Wasser-Reaktionen können dann nicht berücksichtigt werden, wenn nachgewiesen ist, dass sie keine nennenswerten Wasserstoffmengen freisetzen.

Anlage 2

Detailanforderungen an die Ermittlung von Differenzdrücken innerhalb des Sicherheitsbehälters

A2 (1) Bei der Ermittlung der Differenzdrücke innerhalb des Sicherheitsbehälters ist von folgenden Vorgaben auszugehen:

1. Ausgangspunkt ist der Betriebszustand bei 100 % der spezifizierten Leistung.
2. Es sind gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Anhang 2, dort Anlage 2 („Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung (DfU) sowie in den Äußeren Systemen und an Komponenten“), der Nummern 2.1 (7) und 3 (9), Leckquerschnitte bis zu 2F in den Hauptkühlmittelleitungen zu Grunde zu legen.

3. Beim Einsatz von Mehrfachpunktmodellen ist eine ausreichend feine Nodalisierung zu wählen (mindestens eine Zone für jeden betrachteten Raum).
4. Für die Freisetzung Energie- und Masseinhalte aus der Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels und definierter angrenzender Systeme sind die maximal möglichen Freisetzungsraten zu Beginn des Ausströmvorganges anzusetzen.
5. Für jeden Raum ist die ungünstigste Bruchsituation zu erfassen.
6. Die Wärmeabgabe an die Strukturen ist konservativ zu ermitteln. Bei Verwendung experimentell abgesicherter Wärmeübergangsbeziehungen sind die unteren Werte des vorhandenen Unsicherheitsbandes zu berücksichtigen.
7. Die beim Überströmvorgang zwischen den Räumen auftretenden Strömungswiderstände sind in realistischer Weise zu erfassen, jedoch für den Bruchraum konservativ anzusetzen. Die getroffenen Annahmen sind experimentell abzusichern.
8. Werden bei der Berechnung der Wassertransport- und Wasserabscheidevorgänge Rechenmodelle verwendet, die eine Erfassung durch empirische Konstanten vornehmen, so sind diese Konstanten konservativ für das Differenzdruckverhalten festzulegen.
9. Annahmen, die nicht durch Experimente abgesichert sind, sind konservativ festzulegen.
10. Der Sicherheitszuschlag auf die so berechneten maximal auftretenden Differenzdrücke muss mindestens 15 % betragen. Für den Differenzdruck ist ein Wert von mindestens 10 000 Pa anzunehmen.

Anlage 3

Detailanforderungen an die Ermittlung von Strahl- und Reaktionskräften bei Lecks an druckführenden Systemen innerhalb des Sicherheitsbehälters

A3 (1) Bei der Ermittlung von Einwirkungen durch Strahl- und Reaktionskräfte sowie Bruchstücke an druckführenden Systemen innerhalb des Sicherheitsbehälters ist bei der Berechnung von folgenden Vorgaben auszugehen:

1. Ausgangspunkt ist der Betriebszustand bei 100 % der spezifizierten Leistung.
2. Für die Auswahl und Größe von Lecks gelten die Annahmen gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ von Anhang 2, dort Anlage 2 („Unterstellte

Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung (DfU) sowie in den Äußeren Systemen und an Komponenten“). Für diese Lecks ist stationäre Ausströmung für verschiedene Bruchlagen zu unterstellen.

3. Freistrahlausbreitung und Rückwirkung auf im Wege liegende Strukturen sind zu erfassen.
4. Es ist die jeweils ungünstigste Bruchlage zu wählen.
5. Zur Berechnung der Reaktionskräfte der Rohrleitungen sind entsprechende Rechenmodelle oder experimentell abgesicherte Beziehungen anzuwenden.
6. Für die Belastung der sicherheitstechnisch wesentlichen Anlagenteile durch Strahlkräfte und durch die von den Strahlkräften gelösten und beschleunigten Strukturteile ist ein Sicherheitszuschlag von 15 % zu Grunde zu legen.