

Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme

STELLUNGNAHME

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung	2
2 Sicherheitstechnische Bedeutung	3
3 Sachverhalt	3
3.1 Auslegung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme	3
3.2 Erdverlegte Rohrleitungen	6
3.3 Betriebsüberwachung und wiederkehrende Prüfungen (WKP)	7
3.3.1 Betriebsüberwachung	7
3.3.2 Wiederkehrende Prüfungen	7
3.4 Regelwerke	9
4 Bewertungsmaßstab	13
5 Bewertung	15
5.1 Sicherheitsmargen	15
5.1.1 Werkstoffe und Herstellung	15
5.1.2 Dimensionierung und Analyse des mechanischen Verhaltens	18
5.1.3 Lastfälle	245
5.1.4 Bewertung der Sicherheitsmargen	26
5.2 Betriebsüberwachung und wiederkehrende Prüfungen	27
5.3 Regelwerke	28
5.4 Robustheit	29
6 Beantwortung der Fragen des BMUB	32

1 Einleitung

In dieser Stellungnahme werden zwei Aspekte behandelt. Zum einen geht es um den Beratungsauftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) vom 27.03.2015 (Aktenzeichen: RS I 3 - 1 7018/ 1 [1]), in dem die RSK gebeten wurde, eine Stellungnahme zu den Anforderungen an die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme zur Nachkühlung zu erarbeiten. Dabei sollen für Anlagen, die noch im Leistungsbetrieb sind, die folgenden Fragen beantwortet werden:

- Sind die bestehenden Anforderungen des Regelwerks bzw. die grundsätzliche Vorgehensweise bei der Auslegung und Überwachung der Systeme ausreichend um zu gewährleisten, dass die derzeit in den Anlagen vorhandenen Systeme hinsichtlich der Aspekte Betriebsüberwachung und zu berücksichtigendes Lastspektrum mit ausreichenden Sicherheitsmargen betrieben werden können und somit die in den RSK-Leitlinien und Sicherheitsanforderungen gestellten übergeordneten Anforderungen erfüllt werden?
- Besteht hinsichtlich dieser beiden Aspekte die Notwendigkeit zusätzliche Anforderungen zu formulieren, wenn ja welche?

Zum anderen geht es um Fragen der Robustheit der Kernkraftwerke bei Erdbeben.

In der anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) [2] wurde festgestellt, dass im Hinblick auf die Erdbebenauslegung der deutschen Kernkraftwerke z. T. erhebliche Reserven bestehen. Hintergrund dieser Einschätzung sind u. a. die in der Berechnungskette enthaltenen Konservativitäten und die Kenntnisse zu den bislang für einzelne Anlagen durchgeführten seismischen PSA. Die RSK sieht das Potential für Reserven in Höhe einer Intensitätsstufe.

Nach Abschluss der RSK-SÜ stellte sich die Frage, ob die Einstufung der Robustheit gültig sei unter Berücksichtigung der Tatsache, dass für die Druckwasserreaktor (DWR)-Anlagen der Baureihe Konvoi im Genehmigungsverfahren für die redundanten niederenergetischen Systeme (kleine Drücke und Temperaturen) der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme als Teil der Not- und Nachkühlssysteme abgestufte Anforderungen maßgebend waren und nicht die Anwendung der Rahmenspezifikation Basissicherheit gefordert wurde. Somit stellt sich die Frage, ob ausreichende Reserven im Sinne der Robustheit der Anlagen – z. B. bei Einwirkung von Erdbeben in Höhe von einer Intensitätsstufe über dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Erdbeben, Basis: Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-5}/a$ – auch für solche Systeme der Konvoi-Anlagen bestehen, für die bei der Auslegung und Herstellung nicht vollständig die Anforderungen aus der Rahmenspezifikation Basissicherheit zu Grunde gelegt wurden.

Die Fragestellung der Robustheit ist auch auf die noch im Leistungsbetrieb befindliche Anlage der Siedewasserreaktor (SWR)-Baulinie 72 übertragbar, für die in der Auslegung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme ebenfalls nicht die Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit umgesetzt wurden.

2 Sicherheitstechnische Bedeutung

Die für die Kernnotkühlung und primärseitige Nachwärmeabfuhr (NWA) bei Störfällen vorgesehenen Systeme gehören zum Sicherheitssystem der Reaktoranlage. Unter Zugrundelegung der Systembezeichnungen der Konvoi-Anlagen sind dies die nuklearen Nachwärmeabfuhrsysteme JN, der nukleartechnische Zwischenkühlkreislauf für sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen KAA sowie das Nebenkühlwassersystem für gesicherte Anlagen PE. Für die Kühlung der Notstromdiesel des D1-Notstromnetzes ist zusätzlich das Zwischenkühlsystem (gesicherter Bereich) PJ erforderlich. Des Weiteren dienen die Beckenkülpumpen der Stränge FAK10 und FAK40 als Notnachkühlpumpen im Falle von Notstandsfällen. Bei den Vorkonvoi-Anlagen KBR und KWG sowie den Anlagen der SWR-Baulinie 72 werden die entsprechenden Systeme als nukleare Nachkühlssysteme TH, nukleare Zwischenkühlssysteme TF und nukleare Nebenkühlwassersysteme VE bezeichnet. Ihre sicherheitstechnischen Aufgaben liegen darin, bei abgeschalteter Anlage und bei Störfällen mit und ohne Kühlmittelverlust die Nachwärme abzuführen und – beim SWR – die Kondensationskammer zu kühlen. Außerdem besteht beim SWR die Möglichkeit zum Druckkammersprühen und Druckkammerfluten nach Kühlmittelverluststörfällen.

Vor diesem Hintergrund muss die Funktion der Systeme sichergestellt sein, d. h. ein Versagen mehrerer redundanter Stränge muss verhindert werden. Das gilt insbesondere bei Einwirkungen von außen, die wie das Erdbeben zu einer gleichzeitigen Beanspruchung aller Stränge des Nachkühlsystems führen.

3 Sachverhalt

Im Abschnitt 3.1 wird auf Basis der Beratungen im RSK-Ausschuss DRUCKFÜHRENDE KOMPONENTEN UND WERKSTOFFE (DKW) die Auslegung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme behandelt. Im Abschnitt 3.2 wird gesondert auf erdverlegte Rohrleitungen eingegangen. Anschließend werden die Maßnahmen zur Betriebsüberwachung und die wiederkehrenden Prüfungen zusammenfassend beschrieben. Zudem werden die bestehenden Regelwerksanforderungen zusammengestellt. Weitere Details der technischen Ausführung der Systeme werden im Kapitel 5 Bewertung dargestellt.

3.1 Auslegung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme

Die Anforderungen an die Auslegung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme wurden entsprechend ihrer Klassifizierung festgelegt.

Im Rahmen der Genehmigungsverfahren für die deutschen Kernkraftwerke ist eine Sicherheitsklassifizierung von Anlagenteilen vorgenommen worden. Bestandteil dieser Sicherheitsklassifizierung ist die Einteilung von Komponenten und Systemen in sog. Klassen oder Anforderungsstufen. Diese spiegeln die sicherheitstechnischen Anforderungen an die Standsicherheit, Integrität und Funktion von Komponenten wieder. Die zu den jeweiligen Klassen oder Anforderungsstufen gehörigen Anforderungen sind in Spezifikationen festgelegt wor-

den. Sie sind Bestandteil der Genehmigung und enthalten die entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung abgestuften Anforderungen an die Werkstoffauswahl, die Herstellung, die Konstruktion, die festigkeitsmäßige Auslegung und die zur Qualitätssicherung erforderlichen Prüfschritte.

Für Anlagen der SWR-Baulinie 72, deren Spezifikationen vor der Einführung der Rahmenspezifikation Basissicherheit und der einschlägigen KTA-Regeln erstellt wurden, erfolgte eine Klassifizierung der Systeme und Komponenten in Anforderungsstufen AS 1 bis AS 5, die weitgehend vergleichbar sind mit der Klassifizierung der Konvoi-Anlagen in den Klassen K 1 bis K 5 (siehe unten). Die den Anforderungsstufen zugeordneten Anforderungen an die Auslegung und Qualität wurden in Anlehnung an das deutsche Regelwerk für Druckbehälter und Dampfkessel, ergänzt um kerntechnische Zusatzanforderungen, spezifiziert. Dabei wurden Anforderungen aus dem amerikanischen Regelwerk (ASME Code) mit einbezogen.

Für diese Anlagen galt zum Zeitpunkt der Errichtung die Spezifikation RE-L 1508 für Rohrleitungen des Wasser-Dampfkreislaufs, der Reaktorhilfsanlagen (u. a. TH und TF), der Nebenanlagen und der Kühlwasseranlagen (u. a. VE) [3]. Diese Spezifikation enthält Kriterien für alle Anforderungsstufen und Kriterien für die Zuordnung der Systeme zu den verschiedenen Anforderungsstufen.

Bei den Anlagen der SWR-Baulinie 72 wurden die Anlagenteile somit entsprechend den Kriterien der Spezifikation RE-L 1508 bis RE-L 1708 eingestuft. Danach gelten folgende Kriterien für die Zuordnung zu den verschiedenen Anforderungsstufen [3]:

- AS 1: Anlagenteile der Druckführenden Umschließung
- AS 2: Anlagenteile, die an das Reaktorkühlsystem anschließen und sicherheitstechnische Bedeutung für die Reaktorabschaltung und Nachwärmeabfuhr haben sowie alle Anschlussleitungen bis einschließlich der ersten Absperrung.
- AS 3: Anlagenteile, die sicherheitstechnische Bedeutung haben oder die Aktivität enthalten sowie alle Anschlussleitungen bis einschließlich der ersten Absperrung.
- AS 4: Anlagenteile, die weder sicherheitstechnische Bedeutung haben noch Aktivität enthalten und deren Druckflächenprodukt $> 5 \cdot 10^3 \text{ bar cm}^2$ ist.
- AS 5: Anlagenteile, die nicht in die Anforderungsstufen 1 bis 4 fallen.

In den Anlagen der SWR-Baulinie 72 wurden die nuklearen Nachkühlsysteme TH, je nach Systembereich, in AS 1 und AS 2 eingestuft [4]. Die nuklearen Zwischenkühlsysteme TF wurden in AS 3 eingestuft und die nuklearen Nebenkühlwassersysteme VE ebenfalls in AS 3, mit Ausnahme des Ablaufs in den Fluss (Betonrohre DN 1200), der in AS 5 eingestuft wurde. [5], [6]

Hinweis: Auf das in späteren Jahren (ab 1993) auf der Grundlage von KS D-Spezifikationen für Konvoi-Anlagen nachgerüstete zusätzliche Nachkühlsystem (ZUNA) wird an dieser Stelle nicht eingegangen.

Die DWR Kernkraftwerke der Baureihe Vorkonvoi wurden nach dem Erscheinen der Rahmenspezifikation Basissicherheit für DWR [7] errichtet. Bei diesen Anlagen sind das Nukleare Zwischenkühlsystem und das Nebenkühlwassersystem als basissichere Systeme ausgelegt und entsprechen somit den Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit.

Bei den Konvoi-Anlagen wurden die Komponenten und Systeme in die Klassen K1 bis K5 eingeteilt. Für die drucktragenden Bauteile der Klasse K1 entsprechen die spezifizierten Anforderungen den Anforderungen der KTA 3201.1, 3201.2 und 3201.3. Die Anforderungen für drucktragende Komponenten der Klasse K2 entsprechen denen der KTA 3211.1, 3211.2 und 3211.3.

Für die Klassen K3 bis K5 wurden weiter abgestufte Anforderungen definiert, die auf den Regelwerken für konventionelle Anlagen (z. B. AD-Regelwerk der Arbeitsgemeinschaft Druckbehälter, DIN, Technische Regeln für Dampfkessel) basieren und z. B. für die Klasse K3 ergänzende Nachweise vorsehen. Beispielsweise sind für Rohrleitungen der Klasse K3/K4a diese Anforderungen in der Spezifikation KS D 3041/50 festgelegt worden [3].

Die Vorgehensweise zur Erfüllung der Nachweisziele wurde für die Konvoi-Anlagen in Komponentenspezifikationen zusammengefasst. Für die Komponentenklassen K2 bzw. K3 waren das für die Konvoi-Anlagen die zum Zeitpunkt der Errichtung existierenden Spezifikationen

- KS D 2021/50 bzw. 3021/50 für Armaturen,
- KS D 2031/50 bzw. 3031/50 für Pumpen und
- KS D 2041/50 bzw. 3041/50 für Rohrleitungen.

Bei der Klassifizierung der Komponenten auf Grundlage der sicherheitstechnischen Bedeutung der Systeme der Konvoi-Anlagen wurden im Genehmigungsverfahren die nuklearen Nachwärmeabfuhrsysteme JN in die Klasse K2 eingeordnet. Eine Ausnahme stellen die Zulaufleitungen von den Flutbehältern bis zur ersten Absperrarmatur dar, die wie die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme (KAA, PE/PJ) mit niedrigem Druck und niedriger Temperatur beaufschlagt sind. Diese niederenergetischen Systeme und die genannten Zulaufleitungen der nuklearen Nachwärmeabfuhrsysteme sind in die Klasse K3 eingestuft. Mit der Abstufung von K2 nach K3 [8] wurde seitens des Anlagenerrichters KWU vorgeschlagen, bei diesen Systemen von den Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit abzuweichen.

In einem Schreiben der KWU von 1983 zur Klassifizierung von Systemen in den Konvoi-Anlagen [8] wird Folgendes ausgeführt:

„Die mit der Umsetzung der in der "Rahmenspezifikation Basissicherheit" enthaltenen Forderungen in den laufenden Genehmigungsverfahren verbundenen Schwierigkeiten wurden inzwischen der RSK ebenso deutlich, wie auch das konventionelle Regelwerk als Bezugsbasis für die Bearbeitung des KTA-Regelwerkes zunehmend Beachtung und Wertschätzung fand. In der Erkenntnis, daß Verbesserungen der KTA-Regel gegenüber dem früheren Diskussionsstand formal gegen Vorgaben der RSK-Leitlinie verstoßen, hat KWU der RSK mit Schreiben vom 8.10.1981 und 18.3.1982 über die aus unserer Sicht erforderlich werdenden Änderungen berichtet. Diese Änderungen zielten insbesondere auf ingenieurmäßig vertretbare Anpassungen in den Forderungen nach besonderen Qualitäts-Merkmalen und Qualitäts-Nachweisen bei Niederdruck- und Niedertemperatursystemen (Zwischenkühlsystem, Nebenkühlwassersystem, Saugstränge von Sicherheitssystemen). Der RSK-Unterausschuß "Leichtwasserreaktoren" hat bei einer Sitzung am 31.3.1982 zwar Verständnis für unser Anliegen gezeigt, verstand sich

jedoch nicht zu einer punktuellen Änderung im angedachten Sinne, sondern wollte die Vorlage einer geschlossenen KTA-Regel einschließlich detaillierter Festlegungen für qualitätssichernde Maßnahmen abwarten. Im Ergebnisprotokoll der 175. RSK-Sitzung am 31. April 1982 ist über die 51. Sitzung des RSK-Ausschusses LWR am 31.3.1982 unter anderem ausgeführt:

„Der Ausschuß "Leichtwasserreaktoren" sieht zur Zeit nicht die Notwendigkeit einer umgehenden Änderung der Anhänge zu den Leitlinien, da die beklagten Mängel durch Sachverständigen-Interpretationen vermieden werden können. Zum weiteren Vorgehen schlug der Ausschuß vor, daß zunächst die Arbeiten im entsprechenden KTA-Unterausschuß abgeschlossen werden sollten. Über die erarbeiteten Vorschläge sollte dann im Ausschuß "Druckführende Komponenten" beraten werden. Danach kann die RSK entscheiden, ob eine Änderung (z. B. eine Präzisierung) der Anhänge zu den Leitlinien sinnvoll ist, bzw. ob die Systemliste geändert werden soll.“

Die oben dargestellte Einstufung der Systeme wurde Grundlage für die Genehmigung der Konvoi-Anlagen.

Welche Unterschiede sich daraus für die Komponenten ergeben haben, wird im Kapitel 5 dargestellt.

3.2 Erdverlegte Rohrleitungen

Im erdverlegten Bereich der Nebenkühlwassersysteme wurden in verschiedenen Anlagen aufgrund der besonderen Beanspruchungen (z. B. Korrosion) spezielle Werkstoffe und Bauarten wie z. B. duktiles Gusseisen oder Betonrohre eingesetzt. Die Bedingungen hierfür waren im Einzelfall in Abstimmung mit der Behörde und dem von ihr zugezogenen Sachverständigen festzulegen (vgl. Rahmenspezifikation Basissicherheit, Kap. 3.3). Dies erfolgte im Rahmen der Errichtung der Anlagen jeweils durch Festlegung und Anwendung von begutachteten und behördlich genehmigten Spezifikationen bzw. zusätzlichen Gütevorschriften (ZGV) für diese Anwendungsfälle, anhand derer alle Anforderungen an die Auslegung, Konstruktion, Berechnung, Werkstoffe und Herstellung in Analogie zu den sonstigen metallischen Werkstoffen festgelegt wurden.

Beispielhaft sei hier für eine Konvoi-Anlage das Vorgehen dargestellt. Dort wurden die erdverlegten, in Spannbeton gefertigten Rohrleitungen unter Anwendung einer zusätzlichen Gütevorschrift (ZGV) ausgelegt, hergestellt und verlegt.

In dieser Gütevorschrift wird u. a. folgendes spezifiziert:

- Bauart/Ausführung als Spannbetondruckrohre,
- Festlegung der zur Auslegung anzuwendende Spezifikationen,
- Konstruktion, Herstellung, Qualitätssicherung und Ausführung nach Bauteilekatalog,
- Rohrverlegung nach Phasenplänen,
- Vorgaben für Grabenverfüllung,
- erhöhte Dichte der Bauüberwachung,
- strangweise Druckprüfung vor IBS sowie

-
- rechnerische Nachweise für EVA (Sicherheitserdbeben) und Einwirkung Dritter (Explosionsdruckwelle).

Ergänzend wird durch die regelmäßige Betriebsüberwachung, wie z. B. visuelle Kontrolle und Befahrung der Rohrleitungen, der spezifikationsgemäße Zustand überwacht.

3.3 Betriebsüberwachung und wiederkehrende Prüfungen (WKP)

Der RSK-Ausschuss DKW hat in einer Arbeitsgruppe die Maßnahmen der Betriebsüberwachung und wiederkehrende Prüfungen, die typischerweise in den deutschen Kernkraftwerken realisiert sind, von Fachleuten aus dem Ausschuss mit Unterstützung externer Experten zusammentragen lassen. Diese Maßnahmen sind im Folgenden zusammenfassend beschrieben. Bei der Zusammenstellung sind keine maßgeblichen Unterschiede zwischen Vorkonvoi- und Konvoi-Anlagen sowie SWR-Anlagen identifiziert worden.

3.3.1 Betriebsüberwachung

Die Betriebsüberwachung beinhaltet die Bewertungen des Betriebsverhaltens der Systeme anhand der Betriebsparameter wie Druck, Temperatur und Massenströme.

Ein weiterer Baustein der Betriebsüberwachung sind Anlagenbegehungen. Die Anlagenbegehungen dienen der Kontrolle des ordnungsgemäßen (äußeren) Zustands der Systeme. Hier erfolgen die Kontrollen hinsichtlich des Betriebsverhaltens der einzelnen Komponenten (z. B. Schwingungsverhalten, Lauf- und Strömungsgeräusche) sowie der Dichtheit des Systems.

3.3.2 Wiederkehrende Prüfungen

Prüfumfang, -art und -intervalle sind abhängig von der sicherheitstechnischen Bedeutung der Systeme und Komponenten festgelegt. Die Umsetzung erfolgt in Prüflisten, in denen die entsprechenden Prüfanweisungen verankert sind. In die Prüflisten fließen neben den Festlegungen aus den Regelwerken auch Betriebsenerfahrungen mit ein.

Systembegehungen

Die Systembegehungen als Teil des WKP-Programmes dienen der eingehenden Prüfung des äußeren Zustandes des Systems und werden in der Regel einmal jährlich unter Beteiligung des Gutachters ausgeführt.

Zerstörungsfreie Prüfungen

Unter die zerstörungsfreien Prüfungen fallen Sichtprüfungen an

- Oberflächen von Behältern,
- Komponenten (Armaturen und Pumpen) und
- Rohrleitungen im Bereich von demontierten Komponenten.

Die Sichtprüfungen der Oberflächen von Behältern und ihrer Einbauteile werden in einem Zyklus von vier Jahren (in einzelnen Bereichen von fünf Jahren) durchgeführt. Der Prüfumfang schließt die Prüfung einer vorhandenen Beschichtung auf Beschädigung ein.

Während einer Inspektion von Komponenten werden die Komponentenbauteile sowie die Gehäuse einer Sichtprüfung unterzogen. Die Prüfintervalle variieren hierbei in Abhängigkeit von den Betriebserfahrungen zwischen vier und zwölf Jahren. Die Festlegung der Zyklen orientiert sich hierbei an den Erkenntnissen zu den vorliegenden Schädigungsmechanismen und aus dem Betrieb der Systeme aus der eigenen Anlage wie auch dem anlagenübergreifenden Erfahrungsrückfluss.

Im Zusammenhang mit den Inspektionen der Komponenten erfolgt eine Sichtprüfung der angeschlossenen Rohrleitungen.

Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen an repräsentativen Schweißnähten werden als Oberflächen-, Sicht-, Ultraschall- und/oder Durchstrahlungsprüfungen durchgeführt. Der Umfang der Prüfungen wird anlagenspezifisch festgelegt.

Weitergehende zerstörungsfreie Prüfungen wie z. B. Wirbelstromprüfungen von Wärmetauscherrohren werden in Abhängigkeit von Betriebserfahrungen anlagenspezifisch festgelegt. Zusätzlich werden im Rahmen von geplanten Instandhaltungsmaßnahmen weitere Prüfungen durchgeführt.

Druckprüfungen

Druckprüfungen werden entsprechend der Festlegung für Druckbehälterprüfungen im konventionellen Regelwerk im Zyklus von acht Jahren (in Ausnahmen von zehn Jahren) durchgeführt.

Neben den Prüfungen der Behälter erfolgen anlagenspezifisch Systemdruckprüfungen. Im Rahmen dieser Druckprüfungen wird ergänzend zu den System- und Anlagenbegehungen die Integrität der Leitungsabschnitte geprüft.

3.4 Regelwerke

In diesem Abschnitt wird zunächst dargestellt, wie die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme entsprechend den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren [9] und den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf) [10] einzustufen sind. Dann wird ein Überblick über die bzgl. der Auslegung auf diese Systeme anzuwendenden KTA-Regeln gegeben. Abschließend wird auf die Regelwerksanforderungen zu Betriebsüberwachung und wiederkehrenden Prüfungen eingegangen.

Gemäß den RSK-Leitlinien [9] sind die Systeme von Anlagen mit DWR der Gruppe I der „Äußeren Systeme“ zuzuordnen, wenn eines der drei Kriterien in Abschnitt 4.2.1 erfüllt ist. Die drei Kriterien lauten:

- 1 Das Anlagenteil ist bei der Beherrschung von Störfällen notwendig hinsichtlich Abschaltung, Aufrechterhaltung langfristiger Unterkritikalität und Nachwärmeabfuhr.
- 2 Bei Versagen des Anlagenteils werden große Energien freigesetzt und die Versagensfolgen sind nicht durch bauliche Maßnahmen, räumliche Trennung oder sonstige Sicherheitsmaßnahmen auf ein im Hinblick auf die nukleare Sicherheit vertretbares Maß begrenzt.
- 3 Das Versagen des Anlagenteils kann unmittelbar oder in einer Kette von anzunehmenden Folgeereignissen zu einem Störfall (gemäß BMI Leitlinien für die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Störfälle) im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV führen.

Wenn mindestens ein Kriterium erfüllt ist, ist für die drucktragenden Komponenten dieser Systeme die „Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten“ [7] anzuwenden. Die Rahmenspezifikation enthält Anforderungen, bei deren Einhaltung eine Basissicherheit der Komponenten der „Äußeren Systeme“ erreicht wird, welche ein katastrophales, aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen eines Anlagenteils ausschließt.

Die Rahmenspezifikation Basissicherheit [7] enthält zudem in den Abschnitten 6.3 und 6.4 Anforderungen zu WKP an Rohrleitungen, Armaturen und Pumpen. Demnach sind wiederkehrende Prüfungen auf repräsentative Rohrleitungsschweißnähte und Stellen mit besonderen Beanspruchungen auszurichten. Für solche Stellen werden Beispiele genannt. Die Prüfungen sind so durchzuführen, dass innerhalb eines Zeitraumes von acht Jahren der mit der Behörde oder dem von ihr beauftragten Sachverständigen (§ 20 AtG) abgestimmte, repräsentative Prüfumfang erfasst wird. Vom Reaktoranlagenlieferer und Betreiber sind Pläne für die Durchführung der wiederkehrenden Prüfungen zu erstellen und mit der Behörde oder dem von ihr beauftragten Sachverständigen abzustimmen. Anforderungen an die Betriebsüberwachung werden in der Rahmenspezifikation nicht gestellt.

Bei dem nuklearen Zwischenkühl-Kreislauf und dem Nebenkühlwassersystem handelt es sich um niederenergetische Systeme, die nach dem Kriterium 1 zu den Äußeren Systemen gehören. Dementsprechend sind im Anhang 1 zu den RSK-Leitlinien für DWR [9], in dem die zur Gruppe I der Äußeren Systeme zuzuordnenden Systeme aufgeführt sind, auch die zur Not- und Nachkühlkette gehörigen Systeme JN, KAA sowie PE/PJ genannt. Sie werden entsprechend der Rahmenspezifikation Basissicherheit [7] der Prüfgruppe A3 zugeordnet.

In der weiteren Regelwerksentwicklung hat sich diesbezüglich eine Änderung ergeben. In den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Anhang 1 [10], lautet das Kriterium 1 wie folgt:

„Das Anlagenteil ist bei der Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a notwendig hinsichtlich Abschaltung, Aufrechterhaltung langfristiger Unterkritikalität und hinsichtlich unmittelbarer Nachwärmeabfuhr“.

Damit wurde die Definition der Äußeren Systeme, wie auch in den Regeln der Reihe KTA 3211 (wie im Folgenden dargestellt), eingeschränkt auf die Systeme der unmittelbaren Nachwärmeabfuhr, also das nukleare Nachkühlsystem JN bzw. TH. Somit gelten die in Abschnitt 3.4 der SiAnf formulierten Anforderungen zur Basissicherheit der Äußeren Systeme nicht für die nuklearen Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme.

Im KTA-Regelwerk sind die Anforderungen zur Erfüllung der Nachweisziele für die Nachwärmeabfuhrsysteme in den nachfolgend genannten Regelwerken festgelegt:

- allgemeine Anforderungen an die Nachwärmeabfuhrsysteme in der KTA 3301,
- übergeordnete Anforderungen zum Thema Erdbeben in der KTA 2201.4,
- Anforderungen an Auslegung, Berechnung, Konstruktion, an Werkstoffe und Herstellung in den KTA-Regeln 3211.1-3.

In der KTA 3301 „Nachwärmeabfuhrsysteme in Leichtwasserreaktoren [11] sind die Anforderungen an

- die verfahrenstechnische Auslegung,
- den Aufbau und die Funktionssicherheit,
- die Anordnung,
- den Betrieb und
- die Überwachung und Prüfung

der Nachwärmeabfuhrsysteme geregelt.

Hierzu gehören auch die Systeme

- KAA bzw. TF Nukleartechnischer Zwischenkühlkreis für sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen,
- PE bzw. VE Nebenkühlwassersystem gesicherter Bereich und
- PJ bzw. VJ Zwischenkühlsystem gesicherter Bereich.

In Abschnitt „3. Einsatzfälle“ der KTA 3301 werden neben den Anforderungen bei bestimmungsgemäßem Betrieb und den anlageninternen Störfällen auch diejenigen für Einwirkungen von außen, z. B. Erdbeben, definiert.

Die Anforderungen an die Auslegung der mechanischen Komponenten der Not- und Nachkühlsysteme ergeben sich aus den Auslegungsrandbedingungen mit den Versagensannahmen, den Redundanzanforderungen sowie der Anordnung und der konstruktiven Gestaltung.

Mit den Versagensannahmen und Redundanzanforderungen wird z. B. festgelegt, dass Störfallfolgen und Folgeausfälle so zu beschränken sind, dass die Störfallbeherrschung bei einem Einzelfehler und einer Unverfügbarkeit aufgrund von Instandhaltungsmaßnahmen sichergestellt bleibt.

Die Nachweisziele bei Betrieb, den anlageninternen Störfällen und bei Einwirkungen von außen, z. B. Erdbeben, sind abhängig von den Anforderungen an die jeweiligen mechanischen Komponenten und Systeme.

Bei den Anforderungen wird unterschieden nach

- Tragfähigkeit (Standicherheit),
- Integrität und
- Funktionsfähigkeit.

Die Tragfähigkeit ist die Fähigkeit von Anlagenteilen, den zugrunde gelegten Einwirkungen durch Festigkeit, Stabilität und Lagesicherheit (z. B. Sicherheit gegen Umstürzen, Abstürzen, unzulässiges Verrutschen) standzuhalten. Die Tragfähigkeit (Standicherheit) ist für das Anlagenteil und dessen Abstützung nachzuweisen. Die Bauanschlusslasten sind auszuweisen.

Integrität ist die Fähigkeit eines Anlagenteils, über die Tragfähigkeit hinaus den Anforderungen nach Festigkeit, Bruchsicherheit und Dichtheit zu genügen. Die Anforderungen an den Nachweis der Integrität sind den komponentenspezifischen Regelwerken zu entnehmen.

Funktionsfähigkeit ist die Fähigkeit eines Systems oder einer Komponente, über die Tragfähigkeit und Integrität hinaus, die vorgesehenen Aufgaben durch entsprechende mechanische oder elektrische Funktion zu erfüllen.

Im Hinblick auf die Anforderungen zu Erdbeben ist die KTA-Regel 2201.4 „Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 4: Anlagenteile“ [12] maßgeblich. Gemäß Absatz 3.1 der KTA 2201.4 ist zu unterscheiden, ob die Funktionsfähigkeit

- nach dem Erdbeben oder
- während des Erdbebens und nach dem Erdbeben

gegeben sein muss.

Es ist ferner zu unterscheiden zwischen aktiver und passiver Funktionsfähigkeit.

Aktive Funktionsfähigkeit der Komponente stellt sicher, dass die spezifizierten Bewegungen (relative Bewegungen zwischen Teilen) ausgeführt werden können (kein Schließen von Spalten, keine Entstehung oder Änderungen von Reibkräften) sowie die elektrischen Funktionen gewährleistet sind.

Passive Funktionsfähigkeit der Komponente bedeutet, dass zulässige Verformungen und Bewegungen nicht überschritten werden.

Die KTA-Reihe 3211 gilt als Umsetzung der „Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten“ für Äußere Systeme auf Regelwerksebene. In den KTA-Regeln 3211.1, 3211.2 und 3211.3 wurde das Ergebnis der Abstimmungsphase für die Konvoi-Anlagen durch folgende Formulierung zum Anwendungsbereich berücksichtigt:

„Das Anlagenteil ist bei der Beherrschung von Störfällen notwendig hinsichtlich Abschaltung, Aufrechterhaltung langfristiger Unterkritikalität und hinsichtlich unmittelbarer Nachwärmeabfuhr. Anforderungen an Komponenten in Systemen, die nur mittelbar zur Nachwärmeabfuhr dienen - dies sind die nicht aktivitätsführenden Zwischenkühlwassersysteme und Nebenkühlwassersysteme -, sind anlagenbezogen unter Berücksichtigung der Mehrfachauslegung (z. B. Redundanz, Diversität) festzulegen.“

Damit sind die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme – entsprechend der Zuordnung in den Sicherheitsanforderungen – nicht im Anwendungsbereich der KTA-Regeln 3211.1-3 enthalten.

Betreffend die Betriebsüberwachung und die wiederkehrenden Prüfungen ist zunächst die KTA-Regel 3301 „Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren“ zu nennen. In dieser KTA-Regel werden einerseits im Abschnitt „Betrieb und Überwachung“ Maßnahmen zur Überwachung von Zustandsgrößen vorgegeben. Zum anderen werden im Abschnitt „Wiederkehrende Prüfungen“ Anforderungen vorrangig an Funktionsprüfungen gestellt. Bzgl. zerstörungsfreier Prüfungen wird auf die KTA 3211.4 verwiesen, die – wie der Titel deutlich macht – die Anforderungen zu wiederkehrenden Prüfungen und Betriebsüberwachung an die Äußeren Systeme regelt [13].

In der KTA 3211.4 sind die Anforderungen an die wiederkehrenden Prüfungen von druck- und aktivitätsführenden Komponenten außerhalb des Primärkreises festgelegt. Die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme sind durch die KTA 3211.4 gemäß Anwendungsbereich nicht erfasst.

Andererseits ist in der KTA 3211.4 im Kapitel 5.2.1.1 (7) festgelegt:

„Seewasser- und flusswasserbeaufschlagte Komponenten und Systeme sind einer Prüfung auf Schädigung durch Korrosion zu unterziehen. Die Festlegung der Prüfabschnitte hat anlagenbezogen unter Berücksichtigung

- a) einer möglichen Aufkonzentration schädlicher Stoffe (stagnierendes Medium im Betrieb, Toträume),*
- b) einer möglichen Schädigung von Innenbeschichtungen (z. B. erhöhte Strömung, Verwirbelung, Reparaturzonen) zu erfolgen.“*

Damit sind Anforderungen beschrieben, die ausschließlich auf das im Anwendungsbereich ausgeschlossene Nebenkühlwassersystem zutreffen. Für andere im Anwendungsbereich ausgeschlossene Systeme wie z. B. Zwischenkühlssysteme werden keine Anforderungen gestellt.

Darüber hinaus sind die Regelungen zum Alterungsmanagement zu beachten. Unabhängig von der Klassifizierung in Komponentenklassen oder Anforderungsstufen sind gemäß der KTA 1403 „Alterungsmanagement in Kernkraftwerken“ [14] die Komponenten der Not- und Nachkühlssysteme als Bestandteile eines sicherheitstechnisch wichtigen Systems mindestens der Gruppe „M2 Komponenten“ zuzuordnen. In der KTA 1403 ist festgelegt, dass die Vorgehensweise zum Erhalt der anforderungsgerechten Qualität der Komponenten der Gruppe M2 auf der vorbeugenden Instandhaltung beruht. Dies bedeutet, dass die Folgen betriebsbedingter Schädigungsmechanismen an repräsentativen Stellen überwacht werden, die Erkenntnisse aus dem Betrieb auch anderer Anlagen berücksichtigt werden, der Kenntnisstand hinsichtlich möglicher Schädigungsmechanismen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik verfolgt wird sowie systematische Ausfälle infolge alterungsbedingter Fehler verhindert werden.

4 Bewertungsmaßstab

Die Fragen des BMUB beinhalten die folgenden Aspekte:

- Betriebsüberwachung,
- zu berücksichtigendes Lastspektrum,
- in Bezug darauf die Frage nach den Sicherheitsmargen und
- die in den RSK-Leitlinien und Sicherheitsanforderungen gestellten übergeordneten Anforderungen sowie
- Eignung der Regelwerksanforderungen.

Diese Aspekte werden im Folgenden durch Bewertungsmaßstäbe konkretisiert, ausgehend von den übergeordneten Sicherheitsanforderungen.

In den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren [9] und der zugehörigen Rahmenspezifikation Basissicherheit [7] werden Anforderungen festgeschrieben, bei deren Einhaltung ein katastrophales, aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen ausgeschlossen werden kann. Dies ist die übergeordnete Anforderung in Bezug auf die druckführenden Komponenten der Äußeren Systeme, zu denen gemäß den RSK-Leitlinien mit ihren Anhängen auch die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme von Druckwasserreaktoren gehören.

Gemäß den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke [10] zählen diese Systeme nicht zu den Äußeren Systemen, wie oben dargestellt. Übergeordnete Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die Auslegung und Qualität der Komponenten von Sicherheitssystemen werden in Absatz 2.1 (13) der SiAnf formuliert:

2.1 (13) Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a sowie die Maßnahmen und Einrichtungen, die für Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen erforderlich sind, müssen hohe Anforderungen an die Qualität und Zuverlässigkeit der Planung, Implementierung und Durchführung der Maßnahmen sowie der Auslegung, Fertigung, Errichtung und des Betriebs der Einrichtungen erfüllen. Die Anforderungen an die Qualität und Zuverlässigkeit orientieren sich an der sicherheitstechnischen Bedeutung der Maßnahmen und Einrichtungen.

In Bezug auf die zu berücksichtigenden Lastfälle werden die übergeordneten Anforderungen in Absatz 2.1 (5) der SiAnf definiert:

2.1 (5) Das Sicherheitssystem sowie die Notstandseinrichtungen sind so auszulegen, dass sie bei Einwirkungen von innen und von außen wirksam bleiben. Einwirkungen aus Notstandsfällen dürfen entweder nicht zu Ausfällen von Sicherheitseinrichtungen derart führen, dass die erforderlichen Sicherheitsfunktionen nicht mehr ausreichend wirksam sind, oder es sind dafür gesondert ausgelegte Einrichtungen vorzusehen, sodass Ereignisabläufe der Sicherheitsebene 4b verhindert werden.

Somit sind als Lastspektrum die Einwirkungen von innen und außen zu betrachten, die gemäß den SiAnf der Auslegung zu Grunde gelegt werden müssen. Die Zwischen- und Nebenkühlwassersystemen, die nicht unmittelbar an die druckführende Umschließung angeschlossen und nicht im Sicherheitsbehälter angeordnet sind, erfahren keine dynamischen Lasten aus Kühlmittelverluststörfällen. Die unterschiedlichen Stränge der Systeme sind zudem räumlich getrennt. Daher sind als auslegungsbestimmende, übergreifende Belastungen im Auslegungsbereich das Erdbeben zu nennen, als Notstandsfälle der Flugzeugabsturz und die Explosionsdruckwelle.

Ausreichende Sicherheitsmargen im Sinne der Fragestellung des BMUB sind gegeben, wenn die Anforderungen der SiAnf in 3.1 (2) a) „begründete Sicherheitszuschläge bei der Auslegung von Komponenten, in Abhängigkeit von deren sicherheitstechnischer Bedeutung; hierbei können in Bezug auf den Anwendungsfall anerkannte Regeln und Standards angewendet werden;“ erfüllt werden. Das ist beispielweise erfüllt, wenn Margen wie bei einer Auslegung gemäß der Rahmenspezifikation Basissicherheit vorhanden sind. Für die Notstandsfälle werden die gemäß dem aktuellen übergeordneten Regelwerk (SiAnf, BMI-Richtlinie zur Explosionsdruckwelle) geltenden Anforderungen herangezogen.

In Bezug auf die Betriebsüberwachung und die wiederkehrenden Prüfungen werden die hierbei vorgesehenen Maßnahmen an der Betriebserfahrung gespiegelt um zu prüfen, ob Alterungsmechanismen oder andere Schädigungen, die zu einem Versagen mehrerer Stränge der räumlich getrennten Systeme führen können, rechtzeitig erkannt werden.

Die Frage nach der Verankerung der Anforderungen im Regelwerk wird auf Basis der Ergebnisse der technischen Bewertung und durch Prüfung der Vollständigkeit beantwortet, wobei die Frage auf die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses bezogen wird.

Die Auslegung und Herstellung von erdverlegten Rohrleitungen werden in dieser Stellungnahme nicht bewertet, da für die erdverlegten Rohrleitungen anlagenspezifisch unterschiedliche Bedingungen vorliegen.

Die Robustheit bei Erdbeben wird entsprechend den Maßstäben der RSK-SÜ bewertet. Auf die Robustheit bei Flugzeugabsturz wird an dieser Stelle nicht eingegangen, da hierzu gesonderte RSK-Beratungen durchgeführt werden, die für die Konvoi-Anlagen inzwischen abgeschlossen sind.

5 Bewertung

5.1 Sicherheitsmargen

Die Sicherheitsmargen gegenüber einem Versagen sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile während des Betriebs oder bei zu betrachtenden Störfällen sowie Einwirkungen von außen und Notstandsfällen hängen von einer Reihe von Faktoren in Auslegung und Ausführung ab:

- 1 dem verwendeten Werkstoff und seiner Verarbeitung,
- 2 der Dimensionierung (hier Wandstärke),
- 3 den zugelassenen Spannungen bezogen auf die gegebene Zugfestigkeit oder Streckgrenze des Materials (Spannungsvergleichswerte),
- 4 der Zuordnung der zu betrachtenden Lastfälle zu Beanspruchungsstufen mit ihren entsprechenden Anforderungen,
- 5 der Konservativität der Lastannahmen (z. B. Konservativität des verwendeten Erdbeben-Beschleunigungsspektrums),
- 6 der jeweiligen Konstruktion,
- 7 dem Halterungskonzept,
- 8 sonstigen Konservativitäten im Berechnungsverfahren zu den Nachweisen.

Faktoren, für die zwischen Vorkonvoi- und Konvoi-Anlagen sowie SWR der Baulinie 72 relevante Unterschiede bestehen, werden im Folgenden behandelt. Anschließend erfolgt eine zusammenfassende Bewertung mit Blick auf die durch die Gesamtheit der Faktoren gegebenen Sicherheitsmargen.

5.1.1 Werkstoffe und Herstellung

Gemäß der Rahmenspezifikation Basissicherheit [7] dürfen für Rohrleitungen, Pumpen und Armaturen sowie Druckbehälter unter niederenergetischen Betriebsbedingungen ferritische Werkstoffe der Werkstoffgruppe WII (WStE 26, 29, 32, 36, C22.8, 15Mo3, St35.8, St37-3, GS-C25) und austenitische Werkstoffe (1.4550, 1.4580, 1.4541, 1.4571, 1.4552, 1.4581) eingesetzt werden. Gegenüber den Werkstoffen nach konventionellen Regelwerken sind für die Werkstoffe gemäß der Rahmenspezifikation Basissicherheit verschiedene Legierungselemente (wie z. B. P, S, Cu, V) weiter eingeschränkt, um die Zähigkeit, Verarbeitbarkeit und Beständigkeit gegen interkristalline Korrosion (bei Austenit) zu erhöhen.

Für die ferritischen Werkstoffe wurden Zähigkeitsanforderungen in Form von Anforderungen an die Schlagenergie für den Grundwerkstoff (GW), das Schweißgut (SG) und die Wärmeeinflusszone (WEZ) von 41 Joule (ISO-V Kerbschlagprobe, quer, Mittelwert) bei niedrigster Beanspruchungstemperatur definiert. Für austenitische Werkstoffe sind Schlagenergien von mindestens 70 Joule im ungeglühten Zustand und 55 Joule im geglühten Zustand nachzuweisen.

Der Umfang der zerstörungsfreien Prüfungen an den Halbzeugen ist gemäß Rahmenspezifikation Basissicherheit abhängig von der Erzeugnisform (Bleche, Schmiedeteile, Rohre, Stahlguss) definiert.

In den Konvoi-Anlagen und in den Anlagen der SWR-Baulinie 72 wurden im Zwischen- und Nebenkühlwassersystem nach Klasse K3 bzw. AS 3 ferritische Werkstoffe¹ eingesetzt, z. B. Werkstoff St 37-2 (Anforderungen an die Schlagenergie nach AD-Regelwerk 27 J (Mittelwert), 19 J (kleinster Einzelwert) bei 20 °C). In den Vorkonvoi-Anlagen wurden gemäß Rahmenspezifikation Basissicherheit die spezifizierten Werkstoffe der Werkstoffgruppe WII genutzt, z. B. Werkstoff St 37-3 (Schlagenergie 41 J (Mittelwert), 29 J (kleinster Einzelwert) bei niedrigster Belastungstemperatur (0 °C oder 20 °C)) für die Hauptleitungen des Nebenkühlwassersystems gemäß [15]. Für die Konvoi-Anlagen waren ähnlich wie in der Rahmenspezifikation Basissicherheit in den Spezifikationen für die Klasse K3 Analyseneinschränkungen für die Phosphor- und Schwefelgehalte geregelt, nicht jedoch in den Anlagen der SWR-Baulinie 72. Hinsichtlich der Anforderungen an die Werkstoffabnahme und die Zeugnisbelegung sind keine signifikanten Unterschiede zwischen K3 und Rahmenspezifikation Basissicherheit, Werkstoffgruppe WII in Verbindung mit Prüfgruppe A3, gegeben.

Die in K3 und AS 3 gestellten Anforderungen beinhalten, dass mindestens alle Anforderungen, wie sie für konventionelle Druckgeräte gestellt waren (Druckbehälterverordnung, AD-Regelwerk), erfüllt sein müssen. Die nach konventionellen Anforderungen zur Vermeidung von Sprödbruch an die Kerbschlagzähigkeit gestellten Anforderungen (z. B. für den Werkstoff St 37-2, Schlagenergie 27 Joule bei Raumtemperatur ausreichend für Betriebstemperaturen des Mediums bis -10 °C, [15]) sind im Vergleich zu den Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit abgesenkt.

Für die Herstellung der Werkstoffe/Erzeugnisformen nach K3 und AS 3 waren nur qualifizierte Hersteller auf der Grundlage des AD-Merkblattes W0 zugelassen, deren Fertigungseinrichtungen, Fertigungs- und Prüfpersonal und Qualitätssicherungssysteme entsprechend überprüft waren. Die diesbezüglichen Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit sind eingehalten.

Für die Herstellung und Montage der Komponenten auf der Anlage werden gemäß Rahmenspezifikation Basissicherheit Anforderungen an die Herstellerqualifizierung, die Qualifizierung der Schweißverfahren und Gütenachweise der Schweißverbindungen, an die Herstellungs- /Vorprüfunterlagen sowie an die Fertigungsüberwachung, Bauprüfung und Dokumentation gestellt. Für die Schweißverbindungen war über Verfahrens- und Arbeitsprüfungen nachzuweisen, dass die an die Grundwerkstoffe gestellten Anforderungen (Schlagenergie 41 Joule für W II-Werkstoffe) auch für das Schweißgut und die Wärmeeinflusszone erfüllt sind. Die Verbindungsschweißungen sind durch den Hersteller nach der Rahmenspezifikation Basissicherheit [7] Prüfgruppe A3 einer 100 % Oberflächenprüfung und mind. zu 10 % einer Volumenprüfung (Radiographie oder Ultraschall) zu unterziehen.

Der Vergleich zu den nach den K3-Spezifikationen für die Konvoi-Anlagen gestellten Anforderungen zeigt, dass bzgl. der Anforderungen an die Qualifizierung der Herstellerfirmen und von deren Schweiß- und Prüfpersonal sowie zu den geforderten Herstellungs-/Vorprüfunterlagen und deren Prüfung durch den Hersteller, Anlagenlieferer und Gutachter keine maßgeblichen Unterschiede zur Rahmenspezifikation Basissicherheit (Prüfgruppe A3) vorliegen [3]. Dies gilt auch für die nach den RE-L Spezifikationen 1508 [3] in der Anforderungsstufe AS 3 gestellten Anforderungen für die SWR-Anlagen.

¹ Austenitische Werkstoffe werden für diese Systeme in den Hauptsträngen nicht eingesetzt, weswegen diese hier nicht betrachtet werden.

Ebenso bestehen im Hinblick auf die Eignungsnachweise der Schweißzusatzwerkstoffe und der Gütenachweise der Schweißverbindungen keine maßgeblichen Unterschiede. Die Fertigungsüberwachung und Dokumentation wird ebenfalls vergleichbar geregelt und erfolgt unter Beteiligung des Gutachters als unabhängige Prüfpartei.

Unterschiede ergeben sich – wie bei den Grundwerkstoffen – im Zähigkeitsnachweis der Schweißverbindungen, das heißt Schweißgut und Wärmeeinflusszone, (Anforderung nach AD-HP 2/1 = 27 Joule bei niedrigster Betriebstemperatur) und beim geforderten Umfang der zerstörungsfreien Prüfungen an den Schweißverbindungen, die abweichend von den Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit (Prüfumfang s.o.) in K3 nur mit einer stichprobenweisen Oberflächenprüfung und einem Umfang bei der Volumenprüfung mit $H = 10\%$ bei Längsnähten bzw. $H = 5\%$ bei Rundnähten gefordert ist. Für die SWR-Anlagen war bei Rundnähten in AS 3 ein Prüfumfang des Herstellers von 10% für die Oberflächen- und Volumenprüfung gefordert.

Zum Korrosionsschutz der Leitungen der Nebenkühlwassersysteme und von deren Bauteilen wurden an den Innen- und im erdverlegten Bereich an den Außenoberflächen Beschichtungen (z. B. Zementmörtelauskleidungen, Teerepoxydharzbeschichtungen, Gummierungen) und Anstriche angebracht. Diese wurden nach qualifizierten Verfahren hergestellt und unter Anwendung gültiger Arbeitsvorschriften aufgebracht.

Im Hinblick auf die eingesetzten Werkstoffe und die Anforderungen an die Herstellungsqualität ist somit zusammenfassend festzustellen, dass sich im Vergleich zwischen den Festlegungen nach den K3-Spezifikationen der Konvoi-Anlagen sowie nach RE-L 1508 für AS 3 (SWR-Baulinie 72) gegenüber der Rahmenspezifikation Basissicherheit Unterschiede in der Schlagenergie und im Prüfumfang zum Nachweis der Fertigungsqualität ergeben. Beim SWR-Baulinie 72 ergeben sich zudem Unterschiede hinsichtlich der zulässigen Phosphor- und Schwefelgehalte.

Im Hinblick auf ein ausreichend zähes Werkstoffverhalten zur Vermeidung von Sprödbruch infolge der Innendruckbelastung liegen nach Einschätzung der RSK für diese Systeme mit Einhaltung der Vorgaben des konventionellen Regelwerkes (Schlagenergie bei 20 °C mind. 27 J) ausreichende Sicherheitsreserven vor. Dieser Einschätzung liegt die folgende Überlegung zugrunde: Die Schlagenergie als Maß für die Zähigkeit ist eine wichtige Kenngröße im Hinblick auf die Vermeidung von Sprödbruchversagen und zur Begrenzung eines Rissfortschrittes. Dies deckt für die betrachteten Systeme auch den Einfluss von Schwefel und Phosphor ab. Bei den hier betrachteten Systemen liegt das Spannungsniveau in den Rohrleitungen im Normalbetrieb sehr niedrig (unter 50 N/mm^2 , siehe Abschnitt 5.1.2). Es liegen große Reserven im Vergleich zur zulässigen Spannung (Streckgrenze mindestens 235 N/mm^2) vor. Drucktransienten, die zu einer im Vergleich dazu deutlichen Erhöhung der Spannungen führen, sind bei diesen niederenergetischen Systemen auslegungsgemäß nicht zu unterstellen. Ein spontanes Versagen oder ein maßgebliches Risswachstum infolge des Innendruckes müssen daher nicht betrachtet werden. Des Weiteren erfahren die Systeme keine nennenswerten Temperaturtransienten, die zu zusätzlichen Spannungen infolge von Wärmedehnungen führen würden.

5.1.2 Dimensionierung und Analyse des mechanischen Verhaltens

a) Dimensionierung

Im Rahmen der Dimensionierung sind die tragenden Querschnitte (Wanddicken) so festzulegen, dass die Aufnahme des Innendrucks, des Außendrucks und von Zusatzbelastungen (z. B. Stellkräfte) unter Berücksichtigung der für die primären Spannungen festgelegten Grenzen der Beanspruchungsstufen 0 und, soweit relevant, der Beanspruchungsstufen A bis D sichergestellt ist [16].

Die Dimensionierung erfolgt auf der Grundlage der in Auslegungsdatenblättern (ADB) für Komponenten bzw. Rohrleitungsbelastungsangaben (RBA) für Rohrleitungen vorgegebenen Belastungen mit Auslegungsformeln.

Bei Konvoi-Anlagen erfolgten die rechnerischen Nachweise von Komponenten und Rohrleitungen der Systeme KAA, PE und PJ in der Komponentenklasse K3 entsprechend Abschnitt 5 der Komponentenspezifikationen KS D 3021/50E, KS D 3031/50D, KS D 3041/50D. Die zulässigen Spannungen wurden auf der Grundlage des Spannungsvergleichswertes S_m nach Abschnitt 5.2 der o. g. Spezifikationen ermittelt. Für die hier betroffenen Komponenten und Systeme mit Auslegungstemperatur $< 80\text{ °C}$ ergibt sich bei ferritischen Stählen² $S_m = R_{mRT}/3$ und bei ferritischen Stahlguss $S_m = R_{mRT}/4$ mit R_{mRT} als Mindestanforderung für die Zugfestigkeit bei Raumtemperatur.

Beim SWR-Baulinie 72 ist nach der RE-L 1508 der Spannungsvergleichswert für ferritische Stähle für AS 3 mit $S = R_{mT}/3$ (mit R_{mT} als Mindestanforderung für die Zugfestigkeit bei Auslegungstemperatur) festgelegt [3]. Für die beim SWR geltende Auslegungstemperatur von 100 °C ist die zulässige Spannung damit geringfügig niedriger als nach K3.

Bei den Komponenten und Rohrleitungen der vergleichbaren äußeren Systeme der Vorkonvoi-Anlagen, die entsprechend der Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten vollumfänglich nach den darin festgelegten Anforderungen nachgewiesen werden, erfolgt die Einstufung in die Werkstoffgruppe WII, Prüfgruppe A3. Für diese Systeme ermittelt sich der Spannungsvergleichswert sowohl für ferritische Stähle als auch Stahlguss zu $S = R_{mRT}/4$ in Übereinstimmung mit der aktuell gültigen KTA 3211.2, Tabelle 6.6-1 [16].

Bei den hier vorliegenden Auslegungsdrücken von 6 bar bis 14 bar wird die Wanddickenbemessung jedoch nicht von dem aus der Dimensionierungsberechnung abzuleitenden Spannungskriterium bestimmt. Vielmehr ergeben sich fertigungs- und konstruktionsbedingt Wanddicken, die die Wanddickenanforderung aus der Dimensionierungsberechnung abdecken. So wird bei den Konvoi-Anlagen das 50 N/mm^2 Kriterium, d. h. eine Betriebsnennspannung $P_{mNB} < 50\text{ N/mm}^2$, für alle Rohrleitungsabmessungen eingehalten.

Ein Vergleich der Rohrleitungsabmessungen der Vorkonvoi-Anlagen, die nach den Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit bemessen wurden, mit denen der Konvoi-Anlagen, für die die Bedingungen

² Hinweis: Es wird zur Vereinfachung der Darstellung lediglich die Ermittlung des Spannungsvergleichswertes mit der Zugfestigkeit bei Raumtemperatur R_{mRT} beschrieben, da bei den hier zu betrachtenden ferritischen Systemen mit Auslegungstemperaturen $< 80\text{ °C}$ dieser Wert relevant ist.

der K3- Spezifikationen gelten, zeigt, dass die Wanddicken der Konvoi-Anlagen mindestens gleich, beim Zwischenkühlsystem vor allem bei den größeren Durchmessern deutlich größer als diejenigen der Vorkonvoi-Anlagen sind. Dies ist in Tabelle 5-1 beispielhaft für die Zwischenkühlssysteme dargestellt. Hierzu ist anzumerken, dass zwar der Auslegungsdruck beim Zwischenkühlsystem in den Konvoi-Anlagen höher liegt als bei den Vorkonvoi-Anlagen, nicht aber der Betriebsdruck. Bei den Nebenkühlwassersystemen sind die Auslegungsdrücke und -temperaturen sowie das Verhältnis von Durchmesser zu Wanddicke der großen Rohrleitungen identisch bei Vorkonvoi- und Konvoi-Anlagen [15].

Für die SWR-Baulinie 72 hat ein beispielhafter Vergleich des Durchmesser-Wanddicken-Verhältnisses bei den Zwischen- und Nebenkühlwassersystemen gezeigt, dass bei Rohrleitungen bis zu einem Nenndurchmesser von 100 mm (DN100) gleiche Wandstärken vorliegen wie bei den DWR, bei größeren Durchmessern jedoch Rohrleitungen mit geringeren Wandstärken als bei den Konvoi-/Vorkonvoi-Anlagen.

Tabelle 5-1: Rohrleitungsabmessungen für das nukleare Zwischenkühlsystem TF bzw. KAA für beispielhafte Vorkonvoi-/Konvoi-Anlagen und SWR-Baulinie 72 ([17] und anlagenspezifische Informationen).

Vorkonvoi-Anlage, System TF/KAA (Ferrit) Auslegung $P_0 = 10$ bar				Konvoi-Anlage, System KAA (Ferrit) Auslegung $P_0 = 14$ bar				SWR-Baulinie 72, System TF (Ferrit) Auslegung $P_0 = 8,5$ bar			
DN	Durchmesser D [mm]	Wanddicke t [mm]	D/t	DN	Durchmesser D [mm]	Wanddicke t [mm]	D/t	DN	Durchmesser D [mm]	Wanddicke t [mm]	D/t
700	711	10,0	71,1								
				600	610	10,0	61,0	600	609,6	6,3	96,8
500	508	8,0	63,5	500	508	11,0	46,2	500	508	6,3	80,6
450	457	8,0	57,1	450	457	10,0	45,7				
				400	406,4	8,8	46,2				
300	323,9	8,0	40,5								
				125	139,7	4,0	34,9				
100	114,3	4,0	28,6	100	114,3	4,0	28,6	100	114,3	4,0	28,6
80	88,9	3,2	27,8	80	88,9	4,0	22,2	80	88,9	4,0	22,2
50	60,3	4,0	15,1	50	60,3	4,0	15,1	50	60,3	4,0	15,1
				50	60,3	3,2	18,8				

b) Analyse des mechanischen Verhaltens

Mit der Analyse des mechanischen Verhaltens (AdmV) erfolgen entsprechend den Anforderungen an die Komponente bzw. das System die rechnerischen Nachweise der Integrität, Standsicherheit und Funktionsfähigkeit.

Für die Komponenten und Rohrleitungen der Systeme KAA, PE und PJ der Konvoi-Anlagen wurden diese Nachweise, wie bei der Dimensionierung beschrieben, entsprechend Abschnitt 5 der oben genannten Komponentenspezifikationen KS D 3021/50E, KS D 3031/50D, KS D 3041/50D geführt. Die Nachweise der Komponentenstützkonstruktionen und Rohrleitungen mit nichtintegralen Halterungen wurden entsprechend der KS D 4573.1 für die Konvoi-Anlagen erbracht.

Nach RE-L 1508 sind für SWR die Rohrleitungsberechnungen sowohl für AS 2 als auch AS 3 mit den gleichen Formeln wie für Rohrleitungen der Prüfgruppen A2 und A3 nach KTA 3211.2 (siehe [16], Abschnitt 8.5.3) durchzuführen, allerdings mit anderen Spannungsbeiwerten B_i , die zu etwas niedrigeren Vergleichsspannungen führen. Die zu erfassenden Belastungen und durchzuführenden Berechnungen unterscheiden sich in AS 3 nur dadurch von AS 1, dass Betriebsschwingungen, Temperaturtransienten und Störfallbelastungen (außer Erdbeben für die hier betrachteten Systeme) nicht berücksichtigt werden müssen. Dabei wurden hinsichtlich der zulässigen Beanspruchung das Auslegungserdbeben wie bestimmungsgemäßer Betrieb und das Sicherheitserdbeben (entspricht dem Bemessungserdbeben im heutigen Sinne) wie ein Störfall (Notfall im Sinne der Klassifizierung der KTA 3211.2, d. h. Beanspruchungsstufe C) behandelt. Insgesamt wurden die Analysen für den SWR-Baulinie 72 entsprechend der Systematik der KTA 3211.2 durchgeführt.

Die Analysen des mechanischen Verhaltens wurden für den Lastfall Erdbeben in der Regel bei linear-elastischer Berechnung nach Antwortspektren-Verfahren durchgeführt. Die Spannungsanalyse von Rohrleitungsbauteilen erfolgte nach dem Spannungs-Index-Verfahren. Hierbei wird die am ungestörten Rohr ermittelte Spannung aus Innendruck- und Momentenbelastung mit den für die jeweiligen Bauteile in den Regelwerken (ASME, KTA) ausgewiesenen Spannungserhöhungsfaktoren für Bögen, T- Stücke, Reduzierungen oder sonstige Störstellen multipliziert.

In der nachfolgenden Tabelle 5-2 werden die detaillierten Randbedingungen für die Nachweise von Rohrleitungssystemen beim Lastfall Erdbeben der Vorkonvoi- und der Konvoi-Anlagen sowie der SWR-Baulinie 72 gegenübergestellt. Die Tabelle zeigt auf, dass bei den Nachweisrandbedingungen für Rohrleitungen zwischen Vorkonvoi- und Konvoi-Anlagen sowie SWR-Baulinie 72 zu den Themen

- Berechnungsumfang (Rohrleitungen $DN > 50$),
- Berechnungsvorschriften und Regelwerke (ASME NC 3650 ff),
- Modellierungsgrundsätze und
- Systemdämpfung ($D = 2 \%$ für $DN < 300$, $D = 3 \%$ für $DN \geq 300$)

keine relevanten Unterschiede bestehen. Ein Unterschied besteht in der Einstufung für den Lastfall Erdbeben: Beanspruchungsstufe D für DWR, Beanspruchungsstufe C für SWR. Dabei waren – wie unten erläutert – bei den Konvoi-Anlagen in Stufe D höhere Spannungen zulässig als bei den Vorkonvoi-Anlagen.

Tabelle 5-2: Gegenüberstellung von Randbedingungen für die Analyse des mechanischen Verhaltens (AdmV) für Rohrleitungen [20]

	Analyse des mechanischen Verhaltens, Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme			
	Vorkonvoi „basissicher“³	Konvoi K3- Systeme⁴	AdmV- „K3-Systeme heute“	SWR-Baulinie 72
Berechnungsumfang	DN > 50	DN > 50 mit EVA bzw. EVI	DN > 50 mit EVA bzw. EVI	DN > 50 mit EVA bzw. EVI
Berechnungsvorschriften, Regelwerke	RE-L 3396 (für KBR), Abschn. 4.4 entspricht NC 3650	ASME Sect.III, Subsect. NC 3650 Edition 80, Add. 82 (ggf. NB 3200)	KTA 3211.2	Rohrleitungen in RE-L 1508, Abschnitt 4 Rohrleitungsunterstützungen in RE-L 2408, Abschnitt 4
Spannungsvergleichswert	S nach Abschn. 4.4.2.1 der RE-L 3396 → $R_{mRT}/4$	S nach KS D 3041/50 → $R_{mRT}/3$	S_m nach KS D 3041/50 → $R_{mRT}/3$	Zulässige Spannung für Auslegung (RE-L 1508, Kap. 4.2.2.3.1, Gleichung 1) Min ($R_{p0,2T}/1,5$ oder $R_{mRT}/3$)
Beanspruchungsstufe Lastfall SEB (BEB)	Stufe D Antwortspektren «standortspezifisch»	Stufe D Antwortspektren «einhüllend» Konvoi und in Teilbereichen «standortspezifisch»	Stufe D Antwortspektren «standortspezifisch»	Auslegungserdbeben als Bestimmungsgemäßer Betrieb, Sicherheitserdbeben als Störfall (Notfall) Standortspezifische Etagenantwortspektren
Belastungszuordnung (Lastfallüberlagerung)	K2/A2/A3	wie K2/A2/A3	wie K2/A2/A3	analog zu K2/A2/A3
Modellierungsgrundsätze	identisch für K1 – K3	identisch für K1 – K3	identisch für K1 – K3	Für TF und VE identisch zu AS1 und AS2

³ RE-L 3398 Spezifikation für Rohrleitungen im Geltungsbereich der Rahmenspezifikation Basissicherheit, RSK-Leitlinien Kapitel 4.2 „Äußere Systeme“ Kernkraftwerk Brokdorf (KBR)

⁴ Techn. Bericht V29/83/125a – KWU-Richtlinie zu Spannungs- und Ermüdungsanalyse für Rohrleitungen - (Doku Kennz.: B2/B/2.2/127a)

	Analyse des mechanischen Verhaltens, Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme			
	Vorkonvoi „basissicher“³	Konvoi K3- Systeme⁴	AdmV- „K3-Systeme heute“	SWR-Baulinie 72
Halterungssteifigkeiten	pauschal	rechnerisch ermittelt (as built Bewertung)	rechnerisch ermittelt (as built Bewertung)	RE-L 3052: Pauschale, nennweittenspezifische Werte für „weich“, „normal“ und „hart“
Systemdämpfung	D = 2 % für DN < 300 D = 3 % für DN ≥ 300	D = 2 % für DN < 300 D = 3 % für DN ≥ 300	D = 4 % für alle DN entsprechend KTA 2201.4 [12]	RE-L 3052 (Berechnungsrahmenspezifikation Rohrleitungen): D = 2 % für DN < 300 D = 3 % für DN ≥ 300

Bei der Vorgehensweise zur Berücksichtigung der Halterungssteifigkeiten bestehen Unterschiede, deren Rückwirkungen jedoch nicht pauschal bewertet werden können: Bei den Nachweisen der Konvoi-Anlagen wurden die „as-built“ Steifigkeiten berücksichtigt, während die Vorkonvoi-Anlagen und SWR-Baulinie 72 mit pauschalen Steifigkeitswerten berechnet wurden. Diese Tatsache gibt den Nachweisen der Konvoi-Anlagen eine höhere Genauigkeit.

Ein relevanter, quantifizierbarer Unterschied besteht bei der Berücksichtigung der Spannungsvergleichswerte. Während der Wert für die basissicher ausgelegten Rohrleitungen der Vorkonvoi-Anlagen mit $R_{mRT}/4$ festgelegt wurde und damit den Vorgaben der K2-Spezifikationen für die Prüfgruppen A2/A3 entspricht, wurde bei den Konvoi-Anlagen in den K3-Spezifikationen bzw. bei der SWR-Baulinie 72 in der Anforderungsstufe AS 3 ein Wert von $R_{mRT}/3$ bzw. von $R_{mT}/3$ vorgegeben. Konkret heißt das, dass eine Rohrleitung, für die in der AdmV bei den Konvoi-Anlagen lediglich eine Spannungsausnutzung von 75 % ausgewiesen wird, bei einem Nachweis nach den Vorgaben der Vorkonvoi-Spezifikationen aufgrund eines anderen Spannungsvergleichswertes bereits zu 100 % ausgenutzt wäre.

Bei Erdbeben (Beanspruchungsstufe D) sind deutlich höhere Spannungen zulässig, als in den anderen Beanspruchungsstufen. Hinsichtlich des Nachweises der Integrität gilt gemäß den Anforderungen der KTA 3211.2 [16], dass die Grenzen der Beanspruchungsstufe D einen Gewaltbruch ausschließen sollen. Dabei wird in Kauf genommen, dass in größeren Bereichen plastische Verformungen auftreten können. Für die betroffene Komponente kann eine Reparatur oder ein Austausch erforderlich werden. Von der MPA Universität Stuttgart wurden für die verschiedenen Kraftwerksgenerationen die Anforderungen zusammengestellt [3]. Es ergibt sich für die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme unter Berücksichtigung der gemäß der Spezifikation zugrunde zu legenden Anforderungsstufen (wobei wie in Kap. 5.1.2 erläutert, soweit sinnvoll nur die Ableitung des Spannungsvergleichswertes aus der Zugfestigkeit dargestellt wird):

- Vorkonvoi-Anlagen bzw. KTA 3211.2:
Einstufung Erdbeben in Lastfallstufe D; zulässige Primärspannung σ_{zul} (für alle Anlagen: Membran- + Biegespannungen betrachtet) begrenzt auf $2,4 S$ mit $S = R_{mRT}/4$, also $\sigma_{zul} = 0,6 R_{mRT}$.
- Konvoi-Anlagen: Einstufung Erdbeben in Lastfallstufe D; zulässige Primärspannung bei Anwendung des Spannungsindexverfahrens $\sigma_{zul} = \text{Min}(3 S, 2 R_{p0,2T})$ mit $S = R_{mRT}/3$. Daraus ergibt sich eine zulässige Spannung $\sigma_{zul} = R_{mRT}$.
- SWR-Baulinie 72: Erdbeben in Lastfallstufe C; zulässige Primärspannung $\sigma_{zul} = 1,8 S$ mit $S = R_{mRT}/3$ also $\sigma_{zul} = 0,6 R_{mRT}$.

Aus diesem Vergleich ergibt sich, dass bei den Vorkonvoi-Anlagen und dem SWR-Baulinie 72 für die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme hinsichtlich der Spannungsausnutzung ähnliche Reserven in der Auslegung gegen Erdbeben als der maßgeblichen dynamischen Belastung bestehen. Damit haben die geringeren Rohrwandstärken bei SWR-Baulinie 72 hinsichtlich des Lastfalls Erdbeben keine Auswirkungen. Bei den Konvoi-Anlagen sind die nach der Spezifikation geforderten Reserven geringer.

Für die Konvoi-Anlagen ist diesbezüglich jedoch zu berücksichtigen, dass die Auslegung gegen Erdbeben innerhalb der Gebäude der Erdbebenklasse 1 (u. a. Reaktorgebäude, Notstromdieselgebäude) mit einhüllenden Etagenantwortspektren erfolgte [18]. Einige standortspezifischen Bereiche des Nebenkühlwassersystems

außerhalb dieser Gebäude wurden dagegen anlagenspezifisch ausgelegt und unterscheiden sich in der Erdbebenauslegung. Die unten genannten Reserven sind für anlagenspezifisch ausgelegte Systembereiche nicht ausgewiesen.

Für die Anlagen KKI-2 und KKE ergeben sich daraus für die Anlagenteile in den Gebäuden der Erdbebenklasse 1 deutliche Reserven in der Erdbebenauslegung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme, da deutlich geringere Beschleunigungen zu berücksichtigen sind als bei GKN-2 [2]. Gemäß [18] betragen die Beschleunigungen nach den standortspezifischen Etagenantwortspektren an diesen beiden Standorten nur 40 % der Beschleunigungswerte nach den Konvoi-Auslegungsspektren. Für GKN-2 wird in [18] dargestellt, dass in den unteren Raumbereichen des Reaktorgebäudes, wo der überwiegende Teil der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme angeordnet ist, ebenfalls deutliche Reserven gegenüber dem Konvoi-Auslegungsspektrum bestehen (Beschleunigungen abhängig von der Richtung der Beschleunigung zwischen 49 % und 88 % des Auslegungsspektrums). Auch weiter oben im Reaktorgebäude, wo die Ausgleichsbehälter des nuklearen Zwischenkühlsystems angeordnet sind, sind noch Reserven vorhanden.

Eine Auswertung der Spannungsausnutzung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme in GKN-2, die dem Ausschuss DKW übermittelt wurde [19], weist für das Nebenkühlwassersystem an den betrachteten Stellen Spannungsausnutzungen bis maximal 40 % aus. Beim Zwischenkühlwassersystem liegen die meisten Ergebnisse ebenfalls unter 50 %. Es wird nur an einer Stelle ein Wert von 100 % Spannungsausnutzung ausgewiesen. Diese Spannungsausnutzung liegt nach den vorliegenden Unterlagen nur einmal im gesamten System vor, das heißt dieser Wert tritt nur in einer Redundanz auf. Die Berechnungen wurden mit dem Konvoi-Spektrum und für die betrachteten Rohrleitungsdurchmesser mit 3 % Dämpfung für das Sicherheitserdbeben durchgeführt. Nach Angaben des Betreibers ergibt sich unter Zugrundelegung des standortspezifischen Erdbebenspektrums die höchste Spannungsausnutzung im Zwischenkühlwassersystem in GKN-2 mit 75 %. Eine Spannungsausnutzung größer 50 % liege nur an drei Stellen im gesamten System vor.

5.1.3 Lastfälle

Wie im vorangehenden Abschnitt erläutert, wurden bei der Auslegung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme der in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke die aus dem Betrieb und aus Einwirkungen von außen, wobei hier der Fall Erdbeben maßgeblich ist, resultierenden Lasten berücksichtigt.

Bei der Auslegung dieser Anlagen wurden zudem die zivilisatorischen Einwirkungen von außen (Explosionsdruckwelle und Flugzeugabsturz) berücksichtigt, wobei Anforderungen entsprechend dem heute gültigen Regelwerk (SiAnf, BMI-Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen) zugrunde gelegt wurden. Dies hat die RSK im Rahmen ihrer Sicherheitsüberprüfung nach Fukushima [2] bestätigt.

Hinsichtlich der in Abschnitt 4 wiedergegebenen Anforderungen aus den SiAnf [10], Absatz 2.1 (5), lässt sich damit feststellen:

Es wurden für die Auslegung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme die nach dem heutigen Regelwerk maßgeblichen Einwirkungen von innen und außen zugrunde gelegt. Die Systeme wurden so ausgelegt, dass sie während und nach diesen Einwirkungen wirksam bleiben.

5.1.4 Bewertung der Sicherheitsmargen

Wie im Abschnitt Bewertungsmaßstäbe ausgeführt, fordern die SiAnf in Absatz 3.1 (2) a) begründete Sicherheitszuschläge bei der Auslegung von Komponenten in Abhängigkeit von deren sicherheitstechnischer Bedeutung. Dabei können in Bezug auf den Anwendungsfall anerkannte Regeln und Standards angewendet werden. Diese Anforderung ist für die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme aller in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke erfüllt. Die Auslegung und die hierbei angesetzten Sicherheitszuschläge basieren auf anerkannten, teils konventionellen Regelwerken und wurden im Genehmigungsverfahren überprüft.

Aus den Bewertungen im Abschnitt 5.1.1 lässt sich ableiten, dass die Ausführung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme bei den in Betrieb befindlichen Anlagen in Bezug auf die Aspekte Werkstoffe und Herstellung geeignet ist, auch die übergeordneten Anforderungen gemäß der RSK-Leitlinien zu erfüllen, d. h. ein katastrophales, herstellungsbedingtes Versagen auszuschließen. Hierbei gehen auch die geringe Innendruckbelastung und Temperatur der Systeme in die Bewertung ein.

Zur Höhe der vorhandenen Sicherheitsmargen lässt sich festhalten: Im Abschnitt 5.1.2 wurde die Dimensionierung und die Analyse des mechanischen Verhaltens der Systeme für die verschiedenen Anlagengenerationen dargestellt. Die Auslegung ist unterschiedlich, da bei den Vorkonvoi-Anlagen die Spannungen auf niedrigere Werte begrenzt wurden als bei den Konvoi-Anlagen und bei der SWR-Baulinie 72 (dort mit Ausnahme des Erdbebens). Bei der Bewertung dieses Unterschiedes ist zwischen den verschiedenen Lastfällen zu unterscheiden:

- Die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme sind räumlich getrennt angeordnet und werden bei niedrigen Drücken und Temperaturen betrieben. Bei anlageninternen Störfällen sind keine Transienten zu erwarten, die über die betrieblich zu unterstellenden Lasten hinausgehen. Aus dem Betrieb sind keine auslegungsbedingten Schäden bekannt, bei denen ein Verlust der Integrität der Rohrleitungen auftrat.
- Für das Bemessungserdbeben kann nicht auf die Absicherung durch Betriebserfahrung zurückgegriffen werden. Hier ist festzustellen, dass spezifikationsgemäß bei den Konvoi-Anlagen höhere Spannungen zulässig sind als bei den Vorkonvoi-Anlagen und bei der SWR-Baulinie 72. Bei den Anlagen KKE und KKI-2 bestehen für die Anlagenteile in den Gebäuden der Erdbebenklasse 1 zusätzliche Reserven, da die Auslegung für ein abdeckendes Erdbebenspektrum (Konvoi-Spektrum) erfolgte, das zu höheren Beschleunigungen und damit Belastungen an den Komponenten führt als bei einer anlagenspezifischen Analyse für das am jeweiligen Standort zu unterstellende Erdbeben. Auch am Standort GKN-2 sind aufgrund der konservativen Auslegung auf der Grundlage des abdeckenden Konvoi-Spektrums noch deutliche Reserven vorhanden.

Für alle Konvoi-Anlagen wurden in der Auslegung niedrigere Dämpfungswerte (2 % bzw. 3 %) angesetzt als heute im Regelwerk gefordert (nach KTA 2201.4: 4 % Dämpfung).

Für die anlagenspezifisch ausgelegten Anlagenteile liegen der RSK keine Informationen hinsichtlich der über die in der Spezifikation geforderten Sicherheitszuschläge hinaus vorhandenen Reserven vor.

Bei der Bewertung der Auswirkungen der erhöhten zulässigen Vergleichsspannung bei Konvoi-Anlagen ist zu berücksichtigen, dass in den Rohrleitungssystemen bei Beanspruchungen oberhalb der elastischen Grenzen Lastumlagerungen durch plastische Verformungen auftreten. Wie im Abschnitt 5.1.2 b) ausgeführt, lassen die Anforderungen des heutigen Regelwerks für die Beanspruchungsstufe D zu, dass plastische Verformungen auftreten können. Mit den für die Konvoi-Anlagen in der Stufe D zulässigen Spannungen sind spezifikationsgemäß keine Reserven gegen plastische Verformungen gefordert. Dieses Vorgehen ist auch entsprechend dem heutigen Regelwerk zulässig. Dessen ungeachtet zeigen die der RSK vorliegenden Berechnungsergebnisse, dass die zulässigen Spannungen bei den Konvoi-Anlagen nicht ausgeschöpft werden.

Der RSK liegen keine Erkenntnisse vor, dass die Sicherheitsmargen in den Zwischen- und Nebenkühlwassersystemen bei den Konvoi-Anlagen nicht ausreichend wären. In Verbindung mit den Darlegungen zur Herstellung der Systeme und zu den betrachteten Lastfällen kann damit zusammenfassend bestätigt werden, dass die Anforderungen in Absatz 2.1 (13) der SiAnf erfüllt sind.

5.2 Betriebsüberwachung und wiederkehrende Prüfungen

Im Abschnitt 3.3 sind die Maßnahmen zur Betriebsüberwachung und zu den wiederkehrenden Prüfungen an den Zwischen- und Nebenkühlwassersystemen in den deutschen Kernkraftwerken beschrieben.

Die Bewertung im RSK-Ausschuss DRUCKFÜHRENDE KOMPONENTEN UND WERKSTOFFE hat ergeben, dass in den deutschen Anlagen ein System von Maßnahmen implementiert ist, um Schädigungsmechanismen rechtzeitig zu erkennen. Die Wirksamkeit dieser Maßnahmen kann anhand der Betriebserfahrung bewertet werden.

Die deutsche Betriebserfahrung mit gesicherten Nebenkühlwassersystemen (einschließlich der Zwischenkühler) zeigt eine Vielzahl von Ereignissen an Rohrleitungen kleiner Nennweiten (z. B. an abzweigenden Leitungen, Entwässerungs- und Entlüftungsleitungen, Wärmetauscherrohre). In Einzelfällen waren aber auch die sicherheitstechnisch wichtigeren Hauptrohrleitungen großer Nennweiten (DN > 400) von Schädigungen betroffen [21]. Für Zwischenkühlsysteme ist die Anzahl der Ereignisse deutlich geringer.

Bei den Rohrleitungsschäden handelte es sich überwiegend um lochförmige wanddurchdringende Schädigungen, verursacht durch Korrosion am ferritischen Grundwerkstoff. Vielfach ging dem Korrosionsangriff ein Vorschaden voraus, der entweder bereits während des Fertigungsprozesses eingebracht wurde oder aber durch äußere Einwirkungen während des Betriebs entstanden ist. Typischerweise handelte es sich dabei um einen Beschichtungsschaden. In einigen Fällen wurden diese zusätzlich durch Alterungseffekte begünstigt. Am häufigsten beobachtete Korrosionsmechanismen waren Muldenkorrosion [22] und mikrobiologisch induzierte Korrosion [23].

Neben Vorschäden trugen auch die lokalen Mediumsbedingungen zu den Schädigungen bei. Als besonders ungünstig erwiesen sich stagnierende und stark turbulente Medien. In stagnierenden Medien können Schadstoffe sedimentieren und zu unterschiedlichen Sauerstoffgehalten an den Innenoberflächen der Rohrleitungen führen, wodurch Voraussetzungen für elektrochemische Korrosionsprozesse geschaffen werden. Je nach Wasserqualität können auch Mikroorganismen in Form von Biofilmen zur Korrosion führen. Stark turbulente Strömungsverhältnisse liegen vornehmlich in Bauteilen mit ungünstiger Strömungsführung sowie nach Armaturen mit Drosselwirkung vor. Die Wirkung der Turbulenzen zeigt sich zunächst in einer erosiven Auswaschung der Schutzschichten, gefolgt von einer flächigen Waddickenschwächung in Bereichen freigelegten Grundwerkstoffs.

Neben Rohrleitungen waren auch Wärmetauscher-Rohre der nuklearen Zwischenkühler von Schäden betroffen, sofern sie aus Messing und nicht aus Titan gefertigt waren. [21], [24]

Die sicherheitstechnische Bedeutung der Vorkommnisse sowohl an Rohrleitungen als auch an Wärmetauscher-Rohren war in allen Fällen gering. Die Schädigungen an Rohrleitungen zeigten sich hauptsächlich durch kleinere Leckagen, die meist bei routinemäßigen Anlagenrundgängen und weit seltener bei wiederkehrenden Prüfungen entdeckt wurden. Großflächige Schädigungen, die zum Versagen der Rohrleitungen hätten führen können, lagen nicht vor. Die Schäden hatten keinen direkten Einfluss auf den sicheren Reaktorbetrieb sowie die Verfügbarkeit des Nebenkühlwassersystems. Systematische Unterschiede zwischen Konvoi- und Vorkonvoi-Anlagen sowie SWR-Anlagen wurden nicht festgestellt.

Die Betriebserfahrung zeigt, dass die Maßnahmen zur Betriebsüberwachung in Verbindung mit den wiederkehrenden Prüfungen geeignet sind, sicherheitstechnisch relevante Schädigungen rechtzeitig zu erkennen. Insbesondere ist kein Fall bekannt, bei dem es zu einer übergreifenden Schädigung von mehreren Strängen der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme gekommen wäre, die zu einer Beeinträchtigung der Systemfunktion geführt hätte. Diese Aussage gilt auch für die erdverlegten Rohrleitungen.

5.3 Regelwerke

Im Abschnitt 3.4 sind die für die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme anzuwendenden Regelwerke aufgeführt. Aus der Darstellung wird deutlich, dass übergeordnete Anforderungen an die Systemauslegung in der KTA 3301 und an die Auslegung gegen Erdbeben in der KTA 2201.4 festgelegt sind.

In Bezug auf die Anforderungen an die Ausführung als druckführende Systeme ist jedoch festzuhalten, dass die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme nicht im Anwendungsbereich der einschlägigen Regeln der Reihe KTA 3211 enthalten sind.

Bezüglich der Betriebsüberwachung und der wiederkehrenden Prüfungen enthält die KTA 1403 Anforderungen an das Alterungsmanagement, die auch für die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme zu erfüllen sind, die als Komponenten der Gruppe M2 der vorbeugenden Instandhaltung unterliegen. Die für die wiederkehrenden Prüfungen der Äußeren Systeme einschlägige KTA 3211.4 klammert diese Systeme jedoch wie die anderen KTA-Regeln der Reihe 3211 aus ihrem Anwendungsbereich aus. Dabei besteht eine

Inkonsistenz in dieser KTA-Regel, da in den Regelwerksvorgaben Anforderungen für fluss- oder seewasserbeaufschlagte Systeme enthalten sind, die nur auf die Nebenkühlwassersysteme zutreffen.

Auch in den SiAnf [10] werden die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme nicht zu den Äußeren Systemen gezählt, so dass die in den SiAnf formulierten Anforderungen zur Basissicherheit der Äußeren Systeme nicht für die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme gelten.

Die übergeordneten Anforderungen der SiAnf in Bezug auf die Auslegung, Qualität, Fertigung und Errichtung des Sicherheitssystems werden im bestehenden kerntechnischen Regelwerk für diese Systeme nicht mit detaillierten Anforderungen untersetzt.

Dessen ungeachtet zeigt die Überprüfung, dass die Ausführung der bestehenden Systeme geeignet ist, die übergeordneten Anforderungen zu erfüllen.

Auf die Notwendigkeit der Ergänzung der Regelwerke wird im Kapitel 6 eingegangen, in dem die Fragen des BMUB zusammenfassend beantwortet werden.

5.4 Robustheit

Die RSK hatte nach dem Ereignis in der japanischen Anlage Fukushima im Rahmen der anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) festgestellt, dass im Hinblick auf die Erdbebenauslegung der deutschen Kernkraftwerke z. T. erhebliche Reserven bestehen. Hintergrund dieser Einschätzung waren u. a. die in der Berechnungskette enthaltenen Konservativitäten und die Kenntnisse zu den bislang für einzelne Anlagen durchgeführten seismischen PSA. Die RSK sieht das Potential für Reserven in Höhe einer Intensitätsstufe gegenüber dem anlagenspezifisch nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Erdbeben, Basis: Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-5}/a$ (nachfolgend als aktuelles Bemessungserdbeben (BEBa) bezeichnet) [2].

Im Abschnitt 5.1 wurden die Auslegungsrandbedingungen für die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme der in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke dargestellt. Aus den Betrachtungen wird deutlich, dass bei den Konvoi-Anlagen für den Lastfall Erdbeben geringere Reserven bei den zulässigen Spannungen vorliegen als bei den Vorkonvoi-Anlagen und den SWR der Baulinie 72. Aber auch bei den Konvoi-Anlagen bestehen aus der Auslegung heraus Reserven gegenüber den Belastungen beim Bemessungserdbeben durch die Verwendung eines abdeckenden Auslegungsspektrums (Konvoi-Spektrum), das zu höheren Beschleunigungen im Reaktorgebäude führt als die anlagenspezifischen Bemessungsspektren, insbesondere bei den Anlagen KKI-2 und KKE.

Zur weiteren Analyse der bei den deutschen Kernkraftwerken vorliegenden Reserven hat die RSK im April 2019 ein Gespräch mit Experten geführt, die über umfangreiche Erfahrungen aus der Anlagenerrichtung und der Nachbewertung von Rohrleitungssystemen in Kernkraftwerken verfügen [25], und weitere Literatur ausgewertet.

Die wesentlichen Ergebnisse aus dem Gespräch und der Literatur lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Zur Absicherung der Erdbebenauslegung der Rohrleitungssysteme wurden in den 1980er Jahren in Deutschland von verschiedenen Institutionen spezifische Versuche durchgeführt.
Bei Versuchen im Heißdampfreaktor (HDR) Großwelzheim wurden unterschiedliche Rohrleitungs-konfigurationen starken schwingenden Belastungen ausgesetzt [26]. Die KWU-Konfiguration ertrug 800 % Belastung, d. h. das Achtfache der Auslegungsbelastung.
Alle Auslegungsberechnungen erwiesen sich gemäß dem BfS-Bericht [26] als konservativ bezüglich der Rohrleitungsbeanspruchungen und der Beanspruchungen in den Halterungen. Insgesamt hätten die Versuche deutlich gemacht, dass herkömmlich ausgelegte Rohrleitungssysteme erhebliche Sicherheitsreserven gegenüber seismischen Belastungen aufweisen, die insbesondere bei flexiblen Halterungs-konfigurationen die Auslegungsbelastungen um ein Vielfaches überschreiten können.
Auch der Anlagenhersteller hat Versuche mit Rohrleitungssystemen unter dynamischer Belastung durchgeführt [27]. Die tatsächlichen Reserven der Auslegung konnten dabei wegen der durch die Versuchseinrichtung begrenzten aufbringbaren Lasten experimentell nicht ermittelt werden. Es konnte aber die Abtragbarkeit von Belastungen nachgewiesen werden, die bei linearer Analyse zum 2,5-fachen der zulässigen Beanspruchungen führen würde.
- Bei Versuchen in Japan wurde nach mehrfachen hohen Belastungen, die ein Mehrfaches der Ausle-gungslasten betragen, das Auftreten von Rissen durch Ermüdungseffekte (Ratcheting) festgestellt [28]. An deutschen Standorten sind jedoch nur kurze Erdbeben mit wenigen Lastzyklen zu unterstellen. Ein Versagen der Rohrleitungen aufgrund derartiger Ermüdungseffekte beim Lastfall Erdbeben kann daher ausgeschlossen werden.
- Einen großen Beitrag zu den vorhandenen Auslegungsreserven hat auch die vereinfachte Betrachtung der Boden-Bauwerk-Wechselwirkung. Der wesentliche Dämpfungsbeitrag entsteht durch die Abstrah-lung von Energie vom Bauwerk in die Umgebung (Strahlungs- oder Halbraumdämpfung). Bei der Aus-legung der deutschen Kernkraftwerke einschließlich der Konvoi-Anlagen wurde die Dämpfung durch die Boden-Bauwerk-Wechselwirkung in konservativer Weise berücksichtigt.
- Sowohl die Berechnungen als auch die Erfahrungen aus den Versuchen zeigen, dass die höchsten Be-anspruchungen an Sonderformstücken, insbesondere T-Stücken, vorliegen. Dies kann auch für Einlauf-stutzen von Behältern zutreffen. In der Berechnung werden die Beanspruchungen an solchen Stellen mit dem Spannungsindex-Verfahren ermittelt, mit dem die Spannungserhöhung an diesen Unstetigkeitsstel-len durch Spannungserhöhungsverfahren abdeckend berücksichtigt wird. Bei einer genaueren Model-lierung mit Finite Elemente-Methoden zeigt sich, dass die Spannungserhöhung niedriger und damit die zulässigen Belastungen deutlich höher sind als mit dem Spannungsindex-Verfahren berechnet.
- Im Hinblick auf Nachbeben wurde ausgeführt, dass Nachbeben mit niedrigeren Belastungen verbunden sind als die Hauptbeben. Wenn es bei Hauptbeben zu plastischen Verformungen gekommen sein sollte, verhält sich das verformte System in der Folge wieder elastisch, ausgehend von dem neuen Gleichge-wichtszustand. Fortschreitende plastische Verformungen sind daher nicht zu unterstellen.

Insgesamt konnte von den Experten in dem Fachgespräch aufgezeigt werden, dass in der Auslegung der Rohrleitungssysteme in deutschen Kernkraftwerken einschließlich der Konvoi-Anlagen erhebliche Reserven vorhanden sind. Diese Reserven konnten insbesondere in den Versuchen mit Rohrleitungssystemen unter schwingender Belastung nachgewiesen werden, bei denen ein Mehrfaches der Auslegungsbelastungen sicher abgetragen werden konnte.

Bei erdverlegten Rohrleitungen ist nach den vorliegenden Erkenntnissen nach Einschätzung der Experten nicht mit einem Versagen im Bodenbereich zu rechnen, da die Rohrleitungen die Bewegungen des Bodens mitmachen. Zu berücksichtigen sind die Verschiebungen, die an der Einführung ins Gebäude auftreten können. Die Konstruktion ist dahingehend ausgelegt, diese Verschiebungen aufzunehmen. Gegebenenfalls sind geeignete Kompensatoren in den jeweiligen Gebäudebereichen installiert.

Im Fazit kamen die Beteiligten des Fachgesprächs zu dem Ergebnis, dass aufgrund der erheblichen Reserven für die Konvoi-Anlagen bestätigt werden kann, dass es bei einem unterstellten Erdbeben mit einer um eine Stufe höheren Intensität als das Bemessungserdbeben (BEB+1) zu keinem Versagen der Rohrleitungssysteme kommt.

Die RSK schließt sich dieser Aussage an, insbesondere aufgrund der in den Versuchen nachgewiesenen hohen Reserven der Rohrleitungssysteme [26], aber auch unter Berücksichtigung der im Kapitel 5 dargestellten Auslegungsmerkmale. Die Aussage gilt auch für die Vorkonvoi-Anlagen und SWR der Baulinie 72, da bei diesen Anlagen bereits über die Begrenzung der zulässigen Spannungen höhere Reserven als bei den Konvoi-Anlagen vorliegen, wie im Abschnitt 5.1 dargelegt.

Diese Aussage entspricht auch den Ergebnissen einer vereinfachten Erdbeben-PSA, die im Jahr 2012 für die SWR-Baulinie 72 eingereicht wurde (siehe hierzu auch die RSK-Stellungnahme zur Bewertung der Umsetzung von RSK-Empfehlungen im Nachgang zu Fukushima [29]). Vom hinzugezogenen Sachverständigen wurden im Rahmen der Beratungen im RSK-Ausschuss DKW weitere Informationen zur Verfügung gestellt.

Die vereinfachte Erdbeben-PSA basiert auf einer schrittweisen Vorgehensweise. Im Rahmen einer Anlagenbegehung durch Experten des Erstellers der Studie wurden keine offensichtlichen Schwachstellen hinsichtlich der Erdbebenauslegung identifiziert. Der hinzugezogene Sachverständige hat punktuell an diesen Begehungen teilgenommen. Im Anschluss wurden für Erdbebenlasten repräsentative Komponenten ausgewählt und hinsichtlich ihrer Versagenswahrscheinlichkeit bewertet.

Im Rahmen der Begutachtung der vorgelegten Erdbeben-PSA wurde seitens des hinzugezogenen Sachverständigen an einem gezielten Stichprobenumfang relevanter Komponenten deterministisch geprüft, ob auf Basis der vorhandenen Erdbebenauslegung für die Intensität I = VII auch Margen für ein Erdbeben der Intensität I = VIII abgeleitet werden können, so dass ein erdbebenbedingtes Versagen für die Intensität I = VIII nicht unterstellt werden muss. In diesen Stichprobenumfang waren auch relevante Komponenten und Systembereiche der Not- und Nachkühlkette einschließlich der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme einbezogen (z. B. Nebenkühlwasserpumpe 32 VE20 D101, TF-Zwischenkühler 30 TF20 B101, Rohrleitungen 30 TH24 Z101/Z102/Z103).

Die Ergebnisse der v. g. Untersuchungen bestätigten, dass bei einem Erdbeben mit der Intensität $I = VII$ (BEB) nicht von einem erdbebenbedingten Versagen von zur Störfallbeherrschung erforderlichen Komponenten auszugehen ist. Aufgrund der vorhandenen Margen sei auch bei einem Erdbeben mit der Intensität BEB+1 nicht von einem erdbebenbedingten Versagen auszugehen.

Auswertungen von Schädigungen an Komponenten in Kernkraftwerken nach Erdbeben geben einen Hinweis darauf, dass das übliche Vorgehen hinsichtlich der Nachweisführung gegenüber Erdbebenbelastungen konservativ ist. So sind z. B. im japanischen Kernkraftwerk Kashiwazaki-Kariwa [30] und der amerikanischen Anlage North Anna [31] trotz teilweise deutlich höherer Beschleunigungen gegenüber den Auslegungswerten an sicherheitstechnisch wichtigen Strukturen keine umfassenden Schäden beobachtet worden.

In Summe bestätigen die Betrachtungen sowohl für Konvoi-Anlagen als auch für die SWR der Baulinie 72 für die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme die Einschätzung aus der RSK-SÜ, dass für die Anlagen Reserven in Höhe von mindestens einer Intensitätsstufe bestehen.

6 Beantwortung der Fragen des BMUB

Aus den Beratungsergebnissen werden die folgenden zusammenfassenden Antworten auf die Fragen des BMUB abgeleitet:

- Frage 1: Sind die bestehenden Anforderungen des Regelwerks bzw. die grundsätzliche Vorgehensweise bei der Auslegung und Überwachung der Systeme ausreichend um zu gewährleisten, dass die derzeit in den Anlagen vorhandenen Systeme hinsichtlich der Aspekte Betriebsüberwachung und zu berücksichtigendes Lastspektrum mit ausreichenden Sicherheitsmargen betrieben werden können und somit die in den RSK-Leitlinien und Sicherheitsanforderungen gestellten übergeordneten Anforderungen erfüllt werden?
- Antwort auf Frage 1:

Die Vorgehensweise bei der Anlagenerrichtung der heute in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke basierte auf Spezifikationen des Anlagenerrichters, die im Genehmigungsverfahren geprüft wurden. Bei den Vorkonvoi-Anlagen wurde dabei die Rahmenspezifikation Basissicherheit zugrunde gelegt, bei den Konvoi-Anlagen und den SWR-Anlagen sind die Anforderungen demgegenüber niedriger gewesen.

Bei allen in Betrieb befindlichen Anlagen wurde ein den Anforderungen des übergeordneten Regelwerkes entsprechendes Lastspektrum zugrunde gelegt. Bei den Werkstoffen gibt es Unterschiede in den Anforderungen hinsichtlich der Zähigkeit (geforderte Schlagenergie), die in Hinsicht auf die mechanischen Anforderungen an die hier betrachteten Systeme aber nicht maßgeblich sind.

Die Sicherheitsmargen sind bei den Anlagen der Konvoi-Linie sowie bei den SWR-Anlagen spezifikationsgemäß reduziert, indem höhere Vergleichsspannungen (ein Drittel der Zugfestigkeit gegenüber einem Viertel der Zugfestigkeit bei Vorkonvoi-Anlagen) zugelassen werden. Für die

Wandstärken der Rohrleitungen bei den Konvoi-Anlagen führte das allerdings zu keinem Unterschied, wie die Auswertung der tatsächlich eingesetzten Rohrleitungen zeigt.

Bei den SWR der Baulinie 72 sind die Wandstärken bei Rohrleitungen mit großem Durchmesser (d. h. größer 0,5 m) demgegenüber geringer. Für das Bemessungserdbeben, das die maßgebliche dynamische Belastung für diese Systeme darstellt, sind die Spannungen dabei auf Werte wie bei den Vorkonvoi-Anlagen begrenzt.

Für alle Anlagen gilt, dass die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme bei niedrigen Temperaturen und niedrigen Drücken betrieben werden, es sich also um niederenergetische Systeme handelt, bei denen ein spontanes Versagen oder ein maßgebliches Risswachstum infolge des Innendrucks nicht betrachtet werden müssen.

Die Überwachung bei der Herstellung und der Anlagenerrichtung war für alle Anlagen durch die Spezifikationen geregelt. In einzelnen Punkten war die Prüfdichte bei den Konvoi-Anlagen und den SWR-Anlagen im Vergleich zu den Vorkonvoi-Anlagen geringer. Aus der Betriebserfahrung ergeben sich jedoch keine Hinweise auf herstellungsbedingte Mängel in den Systemen, die auf eine unterschiedliche Prüftiefe in der Herstellung zurückgeführt werden könnten.

Hinsichtlich der Betriebsüberwachung und wiederkehrenden Prüfung sind keine grundsätzlichen Unterschiede zwischen den Anlagen verschiedener Baureihen festzustellen.

In Summe lässt sich für alle im Leistungsbetrieb befindlichen Anlagen feststellen, dass die in den RSK-Leitlinien und Sicherheitsanforderungen gestellten übergeordneten Anforderungen erfüllt werden. Das heißt, dass ein katastrophales, aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme ausgeschlossen werden kann und die Systeme so ausgelegt wurden, dass sie bei Einwirkungen von innen und außen wirksam bleiben.

In Bezug auf den Aspekt Regelwerke in der Frage des BMUB lässt sich feststellen: Das gültige KTA-Regelwerk stellt in Bezug auf die Systemanforderungen für die Nachwärmeabfuhrsysteme, die Auslegung gegen Erdbeben und das Alterungsmanagement Anforderungen, die auch für die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme gelten. In Bezug auf die Auslegung als druckführende Systeme und die wiederkehrenden Prüfungen werden die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme nicht von den einschlägigen KTA-Regeln der Reihe 3211 und auch nicht von den detaillierten Forderungen in den SiAnf erfasst, da sowohl die SiAnf als auch die KTA-Regeln der Reihe 3211 diese Systeme nicht zu den Äußeren Systemen zählen.

- Frage 2: Besteht hinsichtlich dieser beiden Aspekte die Notwendigkeit zusätzliche Anforderungen zu formulieren, wenn ja welche?
- Antwort auf Frage 2: In Bezug auf die Auslegung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme ist hier eine differenzierte Betrachtung erforderlich:

-
- Für die Nebenkühlwassersysteme ist die Festlegung einer anlagenspezifischen Betrachtung im KTA-Regelwerk in Bezug auf die Auslegung und Herstellung auch aus heutiger Sicht nachvollziehbar. Die Ausführung dieser Systeme ist in den Anlagen unterschiedlich, abhängig von den örtlichen Gegebenheiten, unter anderem den Eigenschaften des Kühlwassers und bei erdverlegten Rohrleitungen von der Bodenbeschaffenheit. Die Regeln der Reihe KTA 3211 zielen in ihrer Gesamtheit auf gehaltete Rohrleitungen aus Stahl. Demgegenüber sind die Nebenkühlwassersysteme im erdverlegten Bereich teilweise mit Betonrohrleitungen ausgeführt. Für eine Erweiterung der Reihe KTA 3211 in Bezug auf die Auslegung und Herstellung, d. h. der Regeln KTA3211.1-3, auf die Vielzahl der verwendeten Ausführungen besteht angesichts der Tatsache, dass keine neuen Kernkraftwerke in Deutschland errichtet werden, kein Bedarf. Mit einer Erweiterung, die nur einen Teil der Anlagen betrifft, würde dem Zweck eines übergeordneten Regelwerkes nur ungenügend entsprochen.
 - Für die Zwischenkühlsysteme bestehen im Gegensatz dazu keine standortspezifischen Unterschiede im Aufbau. Daher ist die Festlegung in der Reihe KTA 3211 für eine anlagenspezifische Betrachtung aus technischer Sicht nicht nachvollziehbar. Eine Ausweitung des Anwendungsbereiches der Regeln der Reihe KTA 3211 wäre daher aus technischer Sicht möglich, aber nicht nötig, wie schon für die Nebenkühlwassersysteme gezeigt. Vor diesem Hintergrund ist eine Erweiterung des KTA-Regelwerkes im Hinblick auf die Auslegung und Herstellung nicht erforderlich.

Hinsichtlich wiederkehrender Prüfungen und Überwachung ist das anders zu bewerten, da Anforderungen für den Betrieb der laufenden Anlagen gestellt werden. Das KTA-Regelwerk enthält zur Betriebsüberwachung Anforderungen, hinsichtlich der Anwendung auf Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme besteht aber Präzisierungsbedarf. In der KTA 3211.4 ist die Anwendung auf diese Systeme nicht gefordert.

Die RSK empfiehlt daher, den Anwendungsbereich der KTA 3211.4 auf die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme zu erweitern. Dies wurde im letzten, inzwischen abgeschlossenen Änderungsverfahren für die KTA 3211.4 aufgegriffen. Insofern ist diese Empfehlung der RSK bereits umgesetzt.

Beratungsunterlagen

- [1] BMU-Beratungsauftrag (Az.: RS I 3 - 1 7018/ 1) vom 27.03.2015
Anforderungen an die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme

- [2] RSK-Stellungnahme
Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke
unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)
437. RSK-Sitzung vom 11. - 14.05.2011

- [3] Materialprüfungsanstalt (MPA) Universität Stuttgart
Vergleich wesentlicher Kriterien zwischen der Auslegung von Systemen nach
Klassifizierung K2/A3 und nach Klassifizierung K3
GRS-Auftrag im Rahmen des Vertrag 3612R01320 – 820407 – UA 3290, Mai 2015

- [4] KRB II Gundremmingen – Systemschaltpläne Nukleares Nachkühlssystem 20TH10 –
G0001, Stand 14.01.2015; 20TH20 – G0002, Stand 12.10.2012 und 20TH30 – G0003,
Stand 12.10.2012

- [5] KRB II Gundremmingen – Systemschaltpläne Nukleares Zwischenkühlssystem
20TF10 – G0001, Stand 19.02.2014; 20TF20 – G0001, Stand 15.05.2012 und 20TF30
– G0001, Stand 30.06.2011

- [6] KRB II Gundremmingen – Systemschaltpläne Nebenkühlwasser für das Nukleare
Zwischenkühlssystem 20VE10 – G0001, Stand 4.01.2015; 20VE20 – G0001,
Stand 08.07.2014 und 20VE30 – G0001, Stand 15.04.2016

- [7] 2. Anhang zu den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
(2. Ausgabe vom 24. Januar 1979)
Kapitel 4.2 Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten,
Stand: 25. April 1979

-
- [8] Schreiben der Kraftwerk Union (Az.: VRS / Or / Km) vom 03.05.1983
Beantwortung des Schreibens von Herrn Mazur
- [9] RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
Ursprungsfassung (3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981) mit Änderungen
vom 15.11.1996
- [10] Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012, Neufassung
vom 3. März 2015
(BAnz AT 30.03.2015 B2)
- [11] Sicherheitstechnische Regel des KTA, KTA 3301
Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren, Fassung 1984-11
(BAnz. Nr. 40a vom 27. Februar 1985)
- [12] Sicherheitstechnische Regel des KTA, KTA 2201.4
Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen;
Teil 4: Anlagenteile, Fassung 2012-11
(BAnz AT 23.01.2013 B5)
- [13] Sicherheitstechnische Regel des KTA, KTA 3211.4
Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des
Primärkreises, Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung
Fassung 1996-06
(BAnz. Nr. 216a vom 19. November 1996)
- [14] Sicherheitstechnische Regel des KTA, KTA 1403
Alterungsmanagement in Kernkraftwerken
Fassung 2010-11

-
- [15] AREVA GmbH
PE-System (Nebenkühlwassersystem für gesicherte Anlage)
Kopien der Vortragsfolien auf der 132. Sitzung des RSK-Ausschusses
DRUCKFÜHRENDE KOMPONENTEN UND WERKSTOFFE am 16.10.2013
- [16] Sicherheitstechnische Regel des KTA, KTA 3211.2
„Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des
Primärkreises, Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung“
Fassung 2013-11
- [17] AREVA GmbH
NWA- Systeme, Vergleich KBR – KONVOI, Dimensionierung, Abmessungen,
Beanspruchungen
Kopien der auf der 1. Sitzung der RSK ad-hoc Arbeitsgruppe ZWISCHEN- UND
NEBENKÜHLWASSERSYSTEME am 19.01.2016 gezeigten Folien
- [18] AREVA GmbH
Auslegungsgrundsätze bei den Rohrleitungen der Konvoi Anlagen
Beratungsunterlage zur 162. Sitzung des RSK-Ausschusses DKW
- [19] AREVA GmbH
GKN2: Auswertung der maximalen Spannungen und Spannungsausnutzungen im PE-
und KAA- System
Beratungsunterlage aus der 155. DKW-Sitzung am 23.06.2016
- [20] AREVA GmbH
Gegenüberstellung von Randbedingungen für die AdmV
Kopien der auf der 4. Sitzung der RSK ad-hoc Arbeitsgruppe ZWISCHEN- UND
NEBENKÜHLWASSERSYSTEME am 24.05.2016 gezeigten Folien
- [21] Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Betriebserfahrung mit Komponenten der sicherheitstechnisch wichtigen
Nebenkühlwassersysteme in deutschen Anlagen mit DWR und SWR.
GRS-A-3634. Köln, Februar 2012.

-
- [22] WLN 2007/02
Weiterleitungsnachricht: Schäden an Rohrleitungen in Nebenkühlwassersystemen für sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen
Köln, Hrsg. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH.
- [23] WLN 2005/06
Weiterleitungsnachricht: Mikrobiologisch induzierte Korrosion an Komponenten von Nebenkühlwassersystemen von Kernkraftwerken 2005
Köln, Hrsg. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH.
- [24] WLN 2014/09
Weiterleitungsnachricht: Rohrleckage im Zwischenkühler eines Nachkühlstranges im Kernkraftwerk Brunsbüttel.
Köln, Hrsg. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH.
- [25] Kurzinformation über das Fachgespräch der Arbeitsgruppe ZWISCHEN- UND NEBENKÜHLWASSERSYSTEME (AG-ZNS) des RSK-Ausschusses DRUCKFÜHRENDE KOMPONENTEN UND WERKSTOFFE (DKW) am 25.04.2019
AG-ZNS \ KI_AGZNS_Fachgespräch vom 25.11.2019
- [26] Heinz Peter Berg, Thomas Schaefer, Edgar Schimetschka, BfS, Fachbereich Kerntechnische Sicherheit,
„Auslegung von Kernkraftwerken gegen „Einwirkungen von außen“ - Statusbericht 2001 -
Interner KT-Bericht, KT-IB-15-REV-2, Salzgitter, Juli 2001
- [27] B. Charalambus et al., Nuclear Engineering and Design 96 ,(1986), Comparison of Dynamic Test Data with results of various analytical methods“, Received December 1985

-
- [28] US NRC, „Seismic Analysis of Large-Scale Piping Systems for the JNES-NUPEC Ultimate Strength Piping Test Program“, NUREG/CR-6983, BNL-NUREG-81548-2008
- [29] Reaktor-Sicherheitskommission
Bewertung der Umsetzung von RSK-Empfehlungen zu Fukushima; Stellungnahme aus der 496. Sitzung am 06.09.2017
- [30] H. Brutlach, R. Stück (GRS mbH)
Technischer Bericht „Vertiefte Auswertung meldepflichtiger Ereignisse: Informationen zum Erdbeben vom 16.07.2007 am Kernkraftwerksstandort Kashiwazaki-Kariwa in Japan“
Mai 2009
- [31] U. S. NRC
Technical Evaluation by the Office of Nuclear Reactor Regulation Related to Plant Restart after the Occurrence of an Earthquake Exceeding the Level of the Operating Basis and Design Basis Earthquakes Virginia Electric and Power Company North Anna Power Station, Unit Nos. 1 and 2
Docket Nos. 50-338 and 50-339, 11.11.2011,
<https://www.nrc.gov/docs/ML1130/ML11308B406.pdf>