

**Untersuchungen zur
Zuverlässigkeit von
Brennelementen und
mechanischen
Einrichtungen
in Kernkraftwerken**

Untersuchungen zur Zuverlässigkeit von Brennelementen und mechanischen Einrichtungen in Kernkraftwerken

Mihdi Elmas
Stephan Faust
Isabell Fleck
Uwe Jendrich
Frank Michel
Rainer Wenke

Oktober 2016

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende FE-Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) unter dem Kennzeichen 3614R01302 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

Deskriptoren

Auslegung, Betriebserfahrung, Brennelement, druckführende Komponente, DWR, SWR, Schaden, Herstellung, Prüfung, Werkstoff

Kurzfassung

Übergeordnete Zielsetzung dieses Projektes war, den Kenntnisstand zu Auslegung, Herstellung und Instandhaltung in Bezug auf Ursachen von Schäden an Brennelementen, druckführenden Komponenten und Stützkonstruktionen systematisch aufzuarbeiten und Schlussfolgerungen für deutsche Anlagen hinsichtlich der Zuverlässigkeit der Einrichtungen, der Wirksamkeit von Maßnahmen und der Anforderungen im deutschen kerntechnischen Regelwerk abzuleiten. Dazu wurden jeweils die spezifische deutsche und internationale Betriebserfahrung ausgewertet sowie die Auslegungs- und Herstellungsbedingungen und -verfahren sowie die Prüf- und Überwachungsmaßnahmen während der Fertigung und im Betrieb analysiert. Zum Wissenserhalt wurde die GRS-Wissensbasis komplett fortgeschrieben.

Die Auswertung der Betriebserfahrung zu Fehlern bei Herstellung und Auslegung zeigt für Brennelemente, dass die sicherheitstechnische Bedeutung in allen Fällen gering ist und nur in einigen Fällen mit Verbiegungen von Brennelementen in Anlagen mit DWR Potenzial für eine größere Bedeutung besteht. Die vorhandene Nachweise zeigen allgemein ausreichende Reserven bei der mechanischen Auslegung auf. Zum Verhalten von verformten Brennelementen und Abstandhaltern bei Störfällen und Erdbeben sowie hoch abgebrannten Brennelementen bei Handhabungsvorgängen liegen aus Sicht der GRS allerdings noch Nachweisdefizite vor. Für druckführende Komponenten ergibt sich ein klarer Rückgang der Ereignisse bei den neueren Anlagen, der u. a. auch ein Erfolg der umfangreichen Anforderungen an die Herstellung, Prüfung und Qualitätssicherung ist. Die wenigen meldepflichtigen Ereignisse im Zusammenhang mit Stützkonstruktionen zeigen mit Ausnahme der Ereignisse mit Dübeln kaum spezifische Gemeinsamkeiten.

Aus übergeordneter Sicht lassen sich folgende gemeinsame Schlussfolgerung ziehen: Durch sorgfältige Auslegung und qualitätssichernde Maßnahmen bei der Herstellung wurde in den meisten Fällen eine ausreichende Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen im Betrieb erreicht. Die aufgetretenen Schädigungen lassen weder im Hinblick auf einen störungsfreien Betrieb noch auf eine ausreichende Schadensvorsorge systematische Schwachstellen in der Auslegung oder Lücken in den regulatorischen Anforderungen erkennen.

Abstract

The general objective of the project was to elaborate the state of knowledge on the design, manufacturing and maintenance of fuel assemblies, pressure retaining components and support structures with regard to root causes of degradation during service. Conclusions were to be drawn for German plants with respect to the reliability of these structures and the effectiveness of measures and requirements in German nuclear regulations. To meet this objective, the specific German and international operating experience was evaluated. Furthermore, the conditions for design and manufacturing as well as the inspection and monitoring measures taken during manufacturing and operation were analysed. The knowledge base Komplnt conserving this knowledge was updated and extended.

For fuel assemblies, the evaluation of operating experience with respect to flawed manufacturing and design shows that the significance for safety was low in all cases. Some cases of fuel bow in PWR plants, however, had the potential for a higher relevance for safety. In general, the analyses show sufficient margins to failure of the mechanical design. But from the point of view of GRS, some shortcomings exist in connection with furnishing the proof regarding the behaviour of deformed fuel assemblies and spacers during accidents and earthquakes as well as with respect to the behaviour of fuel assemblies with high burn-up during handling events. A significant decrease in the number of events with pressurized components was observed at the more recent plants, which is a result of the comprehensive requirements for manufacturing, inspection, and quality assurance. The low number of reportable events related to support structures does not show any specific commonalities except those events involving anchor bolts.

From a general perspective, the following common conclusions can be drawn: For most cases, sufficient reliability of the aforementioned structures was obtained by an elaborated design and quality assurance measures during manufacturing. The deteriorations found do not show up any systematic weakness in the design or gaps in the regulatory requirements. This can be stated with regard to failure-free operation as well as to the necessary precaution to prevent damage.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	Brennelemente	5
2.1	Einleitung, Zielsetzung und Vorgehensweise.....	5
2.2	Auswertung der Betriebserfahrung mit BE in deutschen Anlagen	6
2.2.1	Betriebserfahrung in Anlagen mit Siedewasserreaktor (SWR)	6
2.2.2	Betriebserfahrung in Anlagen mit Druckwasserreaktor (DWR).....	17
2.3	Betriebserfahrung mit Brennelementen in ausländischen Anlagen.....	35
2.3.1	Anlagen mit DWR.....	36
2.3.2	Anlagen mit SWR.....	40
2.4	Analyse der Prüf- und Überwachungsmaßnahmen von Brennelementen bei Herstellung und Betrieb	42
2.4.1	Regelwerksanforderungen	44
2.4.2	Prüf- und Überwachungsmaßnahmen von Brennelementen bei der Herstellung	47
2.4.3	Prüf- und Überwachungsmaßnahmen von Brennelementen im Betrieb ...	52
2.5	Analyse der Auslegungsbedingungen von Brennelementen.....	56
2.5.1	Allgemeine Anforderungen an die mechanische Auslegung der BE.....	57
2.5.2	Spezifische Nachweiskriterien für die BE-Struktur	60
2.5.3	Einführung von konstruktiven Designänderungen der BE-Struktur in Kernkraftwerken	64
2.6	Zusammenfassung und Schlussfolgerung	65
3	Druckführende Komponenten	69
3.1	Auswertung der Betriebserfahrung	69
3.1.1	Deutsche Betriebserfahrung	70
3.1.2	Internationale Betriebserfahrung.....	88
3.2	Analyse des Herstellungsprozesses einzelner Komponenten	95
3.2.1	Verwendete Werkstoffe.....	95
3.2.2	Anforderungen aus dem Regelwerk.....	97
3.2.3	Herstellung eines DWR-RDB	103

3.2.4	Herstellung eines SWR-RDB	107
3.2.5	Zur historischen Entwicklung der RDB für deutsche Anlagen.....	109
3.2.6	Herstellung eines Konvoi-Dampferzeugers.....	111
3.3	Prüf- und Überwachungsmaßnahmen	114
3.3.1	Anforderungen aus dem Regelwerk.....	114
3.3.2	DWR-RDB.....	118
3.3.3	Dampferzeuger	119
3.4	Zusammenfassung und Schlussfolgerungen	120
4	Stützkonstruktionen	123
4.1	Betriebserfahrung mit Stützkonstruktionen	123
4.1.1	Betriebserfahrung in deutschen Anlagen	124
4.1.2	Betriebserfahrung in ausländischen Anlagen.....	134
4.2	Auslegung von Stützkonstruktionen	137
4.3	Bemessungserdbeben und Reserven	140
4.4	Regulatorische Anforderungen an Stützkonstruktionen	142
4.5	Zusammenfassung zu Stützkonstruktionen	144
5	Aktualisierung und Erweiterung der Wissensbasis Komplt.....	147
6	Zusammenfassung	149
	Literatur.....	153
	Abkürzungsverzeichnis	163
	Tabellenverzeichnis	165
	Abbildungsverzeichnis.....	167
	Anhang A: Werkstoffe für druckführende Komponenten	169

1 Einleitung

Die Zuverlässigkeit von passiven mechanischen Einrichtungen in Kernkraftwerken wird durch verschiedene Faktoren bestimmt:

- Beanspruchungs- und fertigungsgerechte Konstruktion,
- Festigkeit,
- Fehlertoleranz,
- Qualität der Werkstoffe und deren Verarbeitung,
- Einhaltung der spezifizierten Lasten und Eigenschaften,
- Vermeidung oder Begrenzung von Schädigungen infolge betrieblicher Beanspruchungen einschließlich zyklischer Beanspruchung und
- Korrosion.

Maßgeblichen Einfluss haben demnach sowohl Auslegungs- als Herstellungsfaktoren. Schäden an diesen mechanischen Einrichtungen treten daher in der Regel nur auf, wenn im Verlauf der Herstellung Fehler oder Mängel aufgetreten sind, die durch die Qualitätssicherung nicht entdeckt und anschließend behoben wurden oder wenn bei der Auslegung nicht alle Lasten adäquat berücksichtigt wurden und die Komponente anschließend durch Überlastung versagt.

An Brennelementen wurden verschiedenartige Schäden aus in- und ausländischen Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren gemeldet. In Druckwasserreaktoren traten z. B. Verbiegungen und dadurch bedingte Fälle mit Behinderung des Einfalls von Steuerstäben auf. Einige weitere Schäden an Brennelementen sowie anderen Kernbauteilen stellen sich als Folge der Verbiegungen oder entsprechender Abhilfemaßnahmen dar. Außerdem wurden in verschiedenen Kernkraftwerken Hüllrohrschäden an Brennstäben durch Korrosion festgestellt, die unter den gegebenen Randbedingungen nicht zu erwarten waren. Die Ursachen sind jedoch nicht in allen Fällen vollständig geklärt, stehen aber möglicherweise im Zusammenhang mit veränderten Betriebsbedingungen, einer veränderten Auslegung oder dem Einsatz anderer Werkstoffe.

An unterschiedlichen druckführenden Komponenten und Einrichtungen traten fertigungsbedingte Fehler bzw. durch Fertigungsfehler ausgelöste Folgeschäden auf. Bei-

spielsweise wurden herstellungsbedingte Fehler im Grundwerkstoff von Reaktordruckbehältern ausländischer DWR-Anlagen durch Erweiterung der wiederkehrenden Prüfungen nach vielen Jahren Betrieb entdeckt. Auch in deutschen Kernkraftwerken wurden Schweiß- und Bearbeitungsfehler oftmals erst im Betrieb entdeckt. Werkstoffverwechslungen, Fehler bei der Bearbeitung, Montage oder Instandhaltung führten zu weiteren Schäden. In allen diesen Fällen sind Mängel in der Qualitätssicherung zu unterstellen. Weitere mögliche Ursachen können unzureichende Anpassung der Herstellungsprozeduren an Änderungen der Werkstoffe, mangelnde Erfahrung der Hersteller oder des Instandhaltungspersonals sowie mangelnde Kenntnis der Einwirkungen unter verschiedenen Betriebsbedingungen sein. Auch wenn in deutschen Anlagen die Schäden meist nur von geringer oder vernachlässigbarer sicherheitstechnischer Bedeutung waren, so wurden Qualitätssicherungsmaßnahmen etabliert, um diese Schäden in der Folgezeit zu vermeiden.

Komponentenstützkonstruktionen waren bislang kaum Gegenstand spezifischer Untersuchungen. Aus diesem Grund wird im vorliegenden Projekt der Kenntnisstand zu Auslegung, Herstellung und Prüfung von Stützkonstruktionen aufgearbeitet und erweitert. Aus der Betriebserfahrung ist zudem bekannt, dass in einzelnen Fällen eine unzureichende Dimensionierung oder nicht vorhergesehene Einwirkungen sowie Fehler bei der Montage oder Instandhaltung zu Schäden oder Fehlfunktionen von Stützkonstruktionen führten.

Übergeordnete Zielsetzung dieses Projektes war es, den Kenntnisstand zu Ursachen bei Auslegung, Herstellung und Instandhaltung, die zu den angesprochenen Schäden führten, systematisch aufzuarbeiten und Schlussfolgerungen für deutsche Anlagen hinsichtlich der Zuverlässigkeit der Einrichtungen, der Wirksamkeit von Maßnahmen und der Anforderungen im deutschen kerntechnischen Regelwerk abzuleiten.

Das Thema Brennelemente wird in Kapitel 2 behandelt, druckführende Komponenten und Stützkonstruktionen folgen in den Kapiteln 3 und 4. Die drei einzelnen Arbeitspunkte „Brennelemente“, „druckführende Komponenten“ und „Stützkonstruktionen“ haben dabei jeweils eine ähnliche Struktur, bestehend aus einer Auswertung der spezifischen deutschen und internationalen Betriebserfahrung, einer Analyse der Auslegungs- und Herstellungsbedingungen und -verfahren sowie einer Analyse der Prüf- und Überwachungsmaßnahmen während der Fertigung und im Betrieb. Jeder dieser drei Arbeitspunkte wird mit einer eigenen Zusammenfassung abgeschlossen. In Kapitel 5 werden die inhaltlichen und formalen Aspekte bei der Fortschreibung der

GRS-Wissensbasis Komplt beschrieben. Kapitel 6 enthält eine Gesamtzusammenfassung.

2 Brennelemente

2.1 Einleitung, Zielsetzung und Vorgehensweise

Schäden an Brennelementen (BE), die vermutlich im Zusammenhang mit Änderungen der Auslegung oder der Betriebsweise der BE stehen, sind in in- und ausländischen Kernkraftwerken (KKW) mit Leichtwasserreaktoren (LWR) aufgetreten. So sind aus KKW mit Druckwasserreaktoren (DWR) Verbiegungen und dadurch bedingte Fälle mit Behinderung des Einfalls von Steuerelementen (SE) bekannt geworden. Einige weitere Schäden an BE sowie anderen Kernbauteilen stellten sich als Folge der Verbiegungen oder entsprechender Abhilfemaßnahmen dar. Die Ursachen sind jedoch nicht in allen Fällen vollständig geklärt. Außerdem sind in verschiedenen KKW Hüllrohr(HR)-Schäden an Brennstäben (BS) durch Korrosion festgestellt worden, die unter den gegebenen Randbedingungen nicht erwartet worden sind. Deren Ursachen stehen möglicherweise im Zusammenhang mit veränderten Betriebsbedingungen oder dem Einsatz anderer Werkstoffe.

Vor diesem Hintergrund wurde im Rahmen des Vorhabens eine umfassende Bewertung der Zuverlässigkeit von BE in deutschen Anlagen vorgenommen. Hierbei wurden die aus GRS-Sicht für eine Zuverlässigkeitsbewertung von BE wesentlichen Aspekte Betriebserfahrung, Auslegung und Prüfung und Überwachung von BE beleuchtet. Im Einzelnen

- wurde die Betriebserfahrung mit Änderungen in der Auslegung von neuen BE, Änderungen in der Betriebsweise von BE und dem Einsatz anderer Werkstoffe in deutschen und ausländischen KKW, die zu relevanten Schädigungen an den BE führten sowie Maßnahmen zu ihrer Vermeidung, aufgearbeitet (siehe Abschnitt 2.2). Hier flossen auch Erkenntnisse aus dem Besuch der Tagung „TopFuel2015“ ein.
- wurden Prüf- und Überwachungsmaßnahmen von BE bei Herstellung und Betrieb in Deutschland und im Ausland auf Basis der der GRS zugänglichen Informationen untersucht (siehe Abschnitt 2.4).
- wurden die Auslegungsbedingungen von BE durch Aufarbeitung der der GRS zugänglichen Informationen über die angewandten Kriterien und Anforderungen analysiert (siehe Abschnitt 2.5).

Abschließend wurden anhand der gewonnen Erkenntnisse Schlussfolgerungen für deutsche Anlagen und für die Anforderungen an Prüfungen und Überwachung von BE im deutschen kerntechnischen Regelwerk abgeleitet (siehe Abschnitt 2.6).

2.2 Auswertung der Betriebserfahrung mit BE in deutschen Anlagen

Im Rahmen des Vorhabens wurde in einem ersten Schritt die relevante Betriebserfahrung mit BE in deutschen Anlagen auf Grundlage meldepflichtiger Ereignisse im Zeitraum seit Beginn des kommerziellen Betriebs deutscher KKW (1970er Jahre) bis zum Jahr 2016 identifiziert und systematisch in einer Datenbank BEMBE (Betriebserfahrung mit BE) erfasst. In einem zweiten Schritt wurden, unter Zuhilfenahme der Datenbank, diejenigen Ereignisse identifiziert, ausgewertet und bewertet, die einen Bezug zu Änderungen in der BE-Auslegung, Änderungen der Betriebsweise oder dem Einsatz anderer Werkstoffe haben. Ergänzend wurden zusätzliche Quellen zur Betriebserfahrung in ausländischen Anlagen ausgewertet. Nachfolgend werden die wesentlichen Ergebnisse dieser Arbeiten zusammengestellt.

2.2.1 Betriebserfahrung in Anlagen mit Siedewasserreaktor (SWR)

Abb. 2.1 zeigt für die von Schäden betroffenen Bauteile von SWR-BE die Anzahl der Einträge in der im Rahmen des Vorhabens erstellten Datenbank BEMBE. Es zeigt sich, dass BS am häufigsten von Schäden betroffen waren, was aufgrund der großen Anzahl der im Laufe der Betriebsdauer deutscher SWR-Anlagen eingesetzten BS wenig überrascht. Am zweithäufigsten waren Kastenbefestigungsschrauben betroffen. Die übrigen Bauteile wurden deutlich seltener auffällig.

Für die von Ereignissen betroffenen Bauteile (siehe Abb. 2.1) sind in Tab. 2.1 die zugehörigen Ursachen und Schädigungsmechanismen angegeben. Dabei sind diejenigen Mechanismen unterstrichen, für die ein ursächlicher Zusammenhang mit Änderungen des BE-Designs, Änderungen der Betriebsweise der BE oder der Verwendung neuer Werkstoffe besteht. Für diese Fälle sind in Tab. 2.2 die zugehörigen Ursachen angegeben. Alle in Tab. 2.2 aufgeführten Fälle werden in den nachfolgenden Abschnitten tiefergehend untersucht.

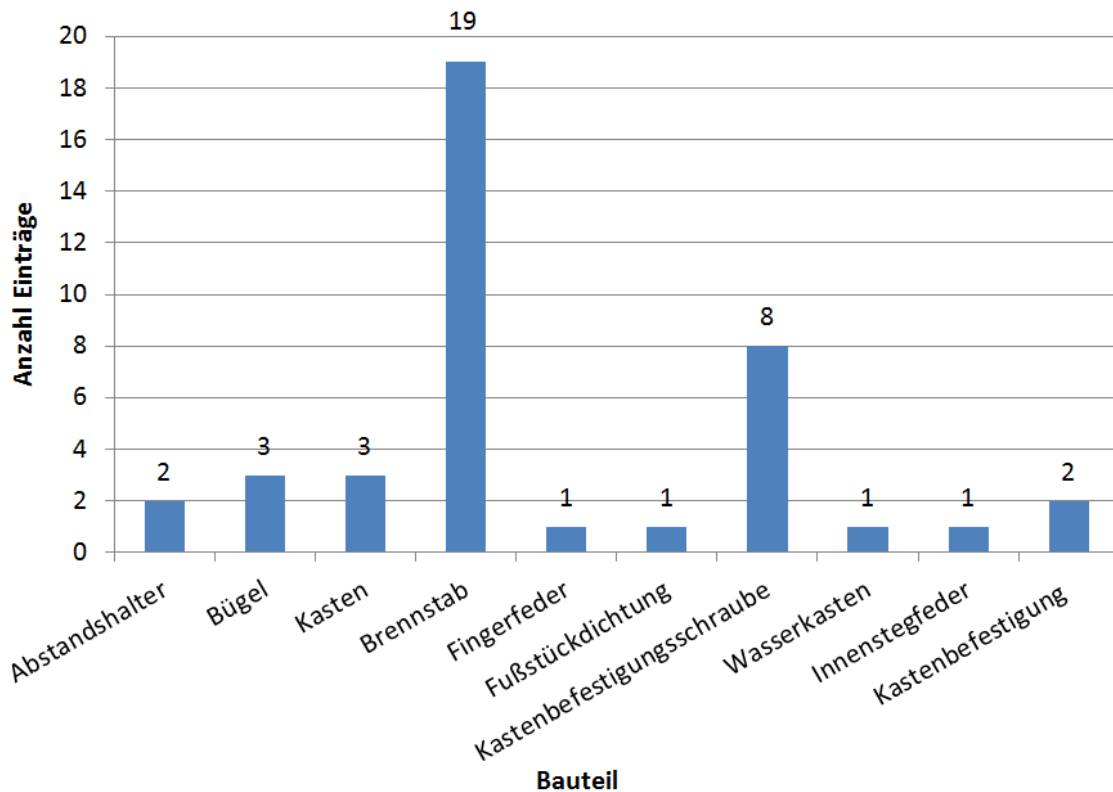


Abb. 2.1 Anzahl der Einträge zu Schäden an den verschiedenen Bauteilen von SWR-BE in der im Rahmen des Vorhabens aufgebauten Datenbank

Tab. 2.1 Betroffene Bauteile und zugehörige Ursachen und Schädigungsmechanismen bei Ereignissen an SWR-BE

Bauteil	Ursachen/Mechanismen
Abstandshalter	Handhabungsfehler, Mechanische Beschädigung
Kastenbefestigungsschraube	<u>ISpRK</u>
BS-Hüllrohr	<u>Pellet Cladding Interaction (PCI), Schattenkorrosion, Fremdkörperfretting, BS-Verformung</u>
Wasserkasten	Umkastung + <u>Reinigung</u> + Handhabung
BE-Kasten	Handhabungsfehler
Fingerfeder	Mechanische Beschädigung
AH-Innenstegfeder	<u>ISpRK</u>
AH-Außenstegfeder	-
Kopfstück/Fußstück	-
Fußstückdichtung	<u>ISpRK</u>
Bügel	Mechanische Beschädigung (Handhabung)

Tab. 2.2 Ursachen und Schädigungsmechanismen bei BE-Bauteilschäden aufgrund von Designänderungen der BE, Änderungen der Betriebsweise von BE und der Verwendung neuer Werkstoffe

Bauteil	Ursache	Mechanismus
Kastenbefestigungsschraube	Nicht spezifikationsgerechte Wärmebehandlung	ISpRK
BS-Hüllrohr	Fehlende Fremdkörperfilter	Fremdkörperfretting
	BS mit unterschiedlicher Wärmebehandlung in einem BE	BS-Verformung
	Änderung der Betriebsweise (?)	PCI
	Änderung der Betriebsweise (?)	Schattenkorrosion
Innenstegfeder	Ungeeignete Spannauslegung	ISpRK
Fußstückdichtungsfeder	Konstruktionsmangel	ISpRK
Wasserkanal	u. a. Verwendung eines anderen Reinigungsverfahrens	Bruch des Wasserkanals

2.2.1.1 Brennstäbe (BS)

- **Schäden durch Pellet Cladding Interaction (PCI)**

Leistungserhöhungen können abhängig von ihrer Leistungsänderungsgeschwindigkeit, Sprunghöhe und Endleistung sowie Haltezeit der Endleistung und Konditionierungszustand vor der Leistungserhöhung zu einer chemisch-mechanischen Wechselwirkung führen, genannt Pellet Cladding Interaction.

Demnach ist unter PCI eine Kombination von Pellet Cladding Mechanical Interaction (PCMI) und Mechanismen der Spannungsrisskorrosion (SpRK) im Innern des BS zu verstehen. PCMI wird durch Kontakt zwischen Brennstoffpellet und HR aufgrund unterschiedlicher thermischer Ausdehnung von Pellet und HR hervorgerufen. PCI-Schäden an HR entstehen, wenn das Spannungsniveau im HR nach einer Anhebung der lokalen Leistungsdichte, die mit einem Schwellen des Pellets einhergeht, nicht mehr hinreichend abgesenkt werden kann und die nachfolgende Freisetzung von Iod zu erheblicher SpRK an der HR-Innenseite mit Risswachstum führen kann. Auslöser hierfür sind üblicherweise zu hohe oder zu schnelle betriebliche Leistungsrampen. Weitere Faktoren, die neben Zugspannungen und einem korrosiven Medium (Iod) eine Rolle spielen, sind ein anfälliger Werkstoff und die Dauer der Beanspruchung.

Der PCI-Effekt ist seit den 1960er Jahren bekannt. Er tritt sowohl in SWR- als auch in DWR-Anlagen auf, wobei die Häufigkeit des Auftretens in DWR-Anlagen aufgrund der im Vergleich zu Steuerstabbewegungen in SWR relativ sanften Leistungsänderungen durch die Borverdünnung geringer ist. In den 1970er Jahren war PCI der dominierende Schädigungsmechanismus für SWR-BE /BIL 04/. Zur Vermeidung von PCI-Schäden wurden bereits damals sogenannte „Brennstoffschonprogramme“ für DWR und SWR entwickelt und umgesetzt. In diesen sind Regeln zum Fahrbetrieb definiert, mit dem Ziel, das Leistungsniveau (insb. die lokale Stableistung) und die Leistungsänderungsgeschwindigkeit zu begrenzen. Eine Beschränkung des Leistungshubs ermöglicht dem BS einerseits durch Kriechen der BS-Hülle, Lastspitzen abzubauen und andererseits die Freisetzung von Iod auf Konzentrationswerte zu begrenzen, bei denen der aggressive Angriff von Iod auf der Hüllrohr-Innenseite nicht zu einem Risswachstum führt. Ein Nachteil der Fahrbeschränkungen war eine signifikante Herabsetzung der Auslastung („capacity factor“) von SWR-Anlagen /ANT 06/. Als Gegenmaßnahme für SWR wurden die BE selbst weiterentwickelt /ANT 06/. Die BS wurden schrittweise verjüngt, die Geometrie der BS-Bündel ging von den Konfigurationen mit 7x7 und 8x8 BS zur heute üblichen Konfiguration mit 10x10 BS über. Heute existieren bereits BE-Typen mit einer 11x11-BS-Konfiguration. Hierdurch konnte bei gleichbleibender Bündelleistung die lineare Stableistung stark reduziert werden, wodurch sich der Abstand zur PCI-Schwelle erhöhte. Zeitgleich wurden BS mit Innenbeschichtungen, sogenannte Liner-BE, entwickelt. Es gibt z. B. reine Zr-Liner sowie Fe-legierte Zr-Liner. Diese zeichnen sich durch eine geringe Festigkeit und einen hohen Grad an Verformbarkeit aus, wodurch Spannungsspitzen im Liner aufgefangen werden und die eigentliche BS-Hülle geschont wird. Weitere Verbesserungen wurden durch eine Optimierung der Pelletgeometrie sowie die Entwicklung von sogenannten „weichen“ Pellets erreicht. Die oben genannten Weiterentwicklungen der 1970er und 1980er Jahre haben weltweit dazu geführt, dass PCI-Schäden in den Folgejahren weitestgehend ausgeblieben sind.

Betriebserfahrung mit PCI in deutschen Anlagen

PCI-Schäden wurden in Deutschland erstmalig 1983 in einer SWR-Anlage der Baulinie 69 an 16 BE beobachtet. Ursache für diese PCI-Schäden waren zu schnelle örtliche Leistungssteigerungen infolge von Steuerstabausfahrten. Bei allen defekten BE handelte es sich um 7x7-Erstkern-BE, die im Vergleich mit den im betroffenen Zyklus ebenfalls im Kern vorhandenen 8x8-BE eine deutlich höhere Stableistung aufwiesen. Die allermeisten defekten BE ließen sich drei Steuerstabgruppen zuordnen, die gegen

Zyklusende zur Abbrandkompensation gezogen wurden. Mit einer Ausnahme waren nur BS-Positionen der äußersten BS-Reihe am Steuerstab betroffen.

Zur Vermeidung von BS-Schäden war im Brennstoffschonprogramm der betroffenen Anlage festgeschrieben, dass aufeinanderfolgende Ausfahrsschritte eines Steuerstabes zur Abbrandkompensation bei Vollast, je nach Leistung der BE mit Wartezeiten von mindestens 6 - 8 h erfolgen sollten. Das Ausfahren sollte in Schritten von 2 - 3 cm, im Mittel 2,5 cm, erfolgen. Hierdurch sollten die in der Nähe der Steuerstabspitze durch Leistungserhöhung auftretenden Hüllrohrbeanspruchungen durch Relaxation wieder abgebaut werden („Konditionierung“). Diese Vorgabe entsprach einer maximalen mittleren Fahrgeschwindigkeit von 0,31 - 0,42 cm/h.

Eine Auswertung der Steuerstabfahrweise zur Abbrandkompensation ergab, dass bei der manuellen Einstellung eines definierten Fahrschrittes über eine zeitabhängige Fahrtaste, neben den angestrebten 2 - 3 cm mehrfach Fahrschritte um 4 cm aufgetreten waren. Hierdurch war es kurzzeitig oder über mehrere Tage zu Steuerstabausfahr-geschwindigkeiten von 0,45 - 0,6 cm/h über einen für PCI-Schäden relevanten Fahrbe-reich von ca. 15 cm gekommen, die das Gefährdungspotenzial für die BE signifikant erhöhten.

Als Vorsorgemaßnahme wurde die maximal zulässige mittlere Steuerstabausfahrge-schwindigkeit für 7x7-BE auf $2 \text{ cm}/8 \text{ h} = 0,25 \text{ cm/h}$ reduziert. Darüber hinaus wurde an-lagenseitig eine Fahrschrittbegrenzung realisiert, damit definierte Fahrschritte automa-tisch eingehalten werden konnten. Die Steuerstabfahrfolge wurde dahingehend modifi-ziert, dass nunmehr jedes BE bereits vor dem Zyklusende längere Zeit steuerstabfrei betrieben wurde.

Nach diesem Ereignis wurden Schäden infolge von PCI nur noch aus einer SWR-Anlage der Baulinie 72 in den Jahren 1990, 2007 und 2012 gemeldet. Im Jahr 1990 zeigten 17 BE bei einem Ganzkern-Sippingtest Defekte, die später als PCI-Schäden identifiziert wurden. Dabei war offensichtlich die Abbrandabhängigkeit des PCI-Effekts innerhalb des Schonprogramms für das Fahren der Steuerstäbe nicht ausreichend be-rücksichtigt worden. Die im Jahr 2007 festgestellten PCI-Schäden wurden durch eine Leistungsrampe durch Ausfahren der Steuerstäbe in Verbindung mit nicht ausreichenden Relaxationszeiten hervorgerufen.

2012 wurden bei einer aufgrund von Hinweisen aus der Betriebsüberwachung des Reaktorkerns (radiochemische Messungen) veranlassten Sipping-Prüfung des Gesamtkerns insgesamt drei defekte BE identifiziert, von denen zwei PCI-Schäden aufwiesen. Betroffen waren ein Liner-BE und ein BE ohne Liner. Die meisten schadhaften BS befanden sich auf Positionen in der Nähe des Steuerstabes. Die Mehrheit der aufgetretenen Risse war einige cm lang, einige Risse wiesen aber Längen von 30 bis maximal 70 cm auf. Die Schäden waren bei der normalen betrieblichen Anpassung an den Abbrand aufgetreten, d. h. die PCI-Schwelle war nicht überschritten worden. Als Abhilfemaßnahme wurde die PCI-Schwelle für BE mit und ohne Liner vorsorglich abgesenkt und Haltezeiten bei aufeinanderfolgendem Steuerstabziehen erhöht.

- **Schattenkorrosion**

Als Schattenkorrosion bezeichnet man das Auftreten einer lokal erhöhten Korrosion auf Zircaloy-Oberflächen, die sich in der Nähe oder in direktem Kontakt mit Kernkomponenten aus anderen Metallen befinden. Dieses Phänomen wird als Schattenkorrosion bezeichnet, da sich die Struktur der Komponenten als „Schatten“ auf der Zircaloy-Oberfläche abbildet /HSK 01/. Im Bereich des Schattens ist die Oxidschicht wesentlich dicker als außerhalb des Schattens. Am häufigsten wird der Effekt an BE-Kästen beobachtet, wobei sich auf der Kasten-Oberfläche der Schatten eingefahrener Steuerstäbe abbildet. Bei BS wurde der Effekt bei Zircaloy- und Inconel-AH mit Inconel-Federn beobachtet. Bei Abplatzungen der Oxidschicht kann es zu BS-Leckagen kommen.

Das Phänomen der Schattenkorrosion ist bislang nicht umfassend verstanden. Am häufigsten wird davon ausgegangen, dass es sich um ein galvanisches Korrosionsphänomen handelt. Als wahrscheinliche Ursache wird hierbei die relativ große Potentialdifferenz zwischen der frischen Zircaloy-Oberfläche und dem Edelstahl bzw. Inconel angesehen. Experimentelle Untersuchungen haben gezeigt, dass diese Potentialdifferenz in simulierter SWR-Umgebung ziemlich groß und in DWR-Umgebung dagegen klein ist. Dies erklärt, weshalb Schattenkorrosion in DWR nicht beobachtet wird /ANT 13/.

Diese Theorie reicht jedoch nicht aus, um alle experimentellen Fakten und Beobachtungen zur Schattenkorrosion zu erklären. Deshalb erscheint ein Strahlungseffekt (Beta-Strahlung) /ANT 13/, /IAEA 10a/ zusätzlich zum galvanischen Korrosionsmechanismus notwendig. Des Weiteren werden thermische Einflüsse und Einflüsse der Wasserchemie diskutiert /HSK 01/.

Betriebserfahrung mit Schattenkorrosion in deutschen Anlagen

In deutschen SWR-Anlagen wurde verstärkte Schattenkorrosion erstmalig im Jahr 2010 (drei BE in einer Anlage) und anschließend im darauffolgenden Jahr (vier BE in einer weiteren Anlage) festgestellt. Die defekten BE stammten aus drei verschiedenen BE-Chargen. Mittels Wirbelstromprüfungen wurden pro betroffenem BE 1 bis 3 defekte BS erkannt. Die Defekte waren durch verstärkte Schattenkorrosion im Bereich der AH eingetreten.

Eine Betreiberanalyse führte die Schattenkorrosion auf den am unteren Rand des Spezifikationsbandes liegenden Zinn-Gehalt der HR, die damalige Wasserchemie mit erhöhten Eisen-, Silber- und Silikatgehalten und den Einfluss des MOX-Neutronenflussspektrums in Verbindung mit AH aus der Nickellegierung Alloy 718 zurück. Dem Schaden lag somit eine systematische Fehlerursache zugrunde. Sämtliche BE der betroffenen BE-Chargen wurden vorsorglich entladen und die Chargen vorläufig für den Wiedereinsatz gesperrt.

Als Vorkehrungen wurden Verbesserungen der Wasserchemie vorgenommen. So wurde u. a. durch den Umbau der Kondensatreinigung der Eintrag von Eisen, Silber und Silikat reduziert. Es wurde ein Untersuchungsprogramm zur Schattenkorrosion initiiert, in dem die Korrosionskinetik bestimmt und Akzeptanzkriterien für den Wiedereinsatz von MOX-BE der betroffenen Chargen festgelegt wurden. Wiedereingesetzte MOX-BE sollen vor deren Einsatz auf Einhaltung der Akzeptanzkriterien überprüft werden.

- **Fremdkörperfretting**

Gelangen Fremdkörper durch die Kühlmittelströmung in den Bereich der BE, können sich diese insbesondere im Bereich der AH anlagern und dort durch Vibrationen Reibkorrosion (Fretting) an den BS bis hin zur Penetration des HR hervorrufen. Dieser relativ kleine Primärschaden an der HR-Außenfläche kann dazu führen, dass Wasser durch den hohen Primärkühlmitteldruck in das HR-Innere gedrückt wird, wo es mit dem heißen Brennstoff reagiert. Die Folge können dann deutlich gravierendere Sekundärschäden in Form von Beulen und Rissen an den HR-Innenseiten sein.

In deutschen SWR-Anlagen (siehe Abb. 2.3) traten im Zeitraum von 1998 - 2007 fünf Fälle mit Fremdkörperfretting als primärer Schadensursache auf. Die Schädigungen deuteten sich in der Regel während des Leistungsbetriebs durch einen Anstieg der

Kühlmittel-(KM)-Aktivität (I-131, Np239, Cs-137 im KM, Edelgase im Abgassystem) an. Betroffen waren BE-Typen verschiedener Hersteller. Unter den betroffenen HR waren sowohl HR ohne Liner als auch HR mit Fe-legiertem Zr-Liner und reinem Zr-Liner. Die Schädigungen gingen praktisch von allen AH-Ebenen aus. In manchen Fällen kam es als Folge der Sekundärschäden zu Auswaschungen von einigen Brennstoffpellets.

In den betroffenen Anlagen waren die BE nicht mit Fremdkörperfiltern in den Füßen ausgestattet. In einigen Fällen war am Fuß der betroffenen BE zwar eine Lochplatte angebracht, durch diese konnten aber kleinere Fremdkörper, insbesondere Drähte, durchrutschen. Zum damaligen Zeitpunkt wurden in SWR noch keine Siebeinsätze (Fremdkörperfilter oder Debris-Filter) in den BE-Füßen eingesetzt, da man befürchtete, dass diese verstopfen und beim SWR mit seinen BE-Kästen zur mangelhaften Kühlung der BE führen könnten. Zum Teil waren aber bereits Siebe zur Rückhaltung von Fremdkörpern in die Speisewasserleitungen eingebaut worden.

In den betroffenen Anlagen wurde ein mehrstufiges Maßnahmenpaket zur Vermeidung von Fremdkörperfretting entwickelt und umgesetzt. Dieses umfasste administrative Maßnahmen zur Vermeidung bzw. Reduzierung des Eintrags von Fremdkörpern in geöffnete oder offene Systeme, den systematischen Einbau von Sieben in die Speisewasserleitungen, die ausschließliche Verwendung von neuen BE mit Fremdkörperfiltern, die Nachrüstung von zum Wiedereinsatz bestimmten bestrahlten BE mit Fremdkörperfiltern sowie die Beseitigung von im Rahmen von BE-Inspektionen erkannten Fremdkörpern. Seit der Umsetzung dieser Maßnahmen sind keine weiteren Fälle bekannt geworden.

- **Ungleichmäßiges Längenwachstum von BS-HR**

In 1977 wurde in einer SWR-Anlage der Baulinie 69 ein ungleichmäßiges Längenwachstum von BS-HR beobachtet, das sich in Verformungen einzelner BS äußerte. Ursache war, dass BS, die bei der Herstellung unterschiedlich wärmebehandelt worden waren, in einem BE eingesetzt wurden. Nach dieser Feststellung beschloss der Betreiber, ausschließlich BE mit BS aus gleichartigem HR-Material zu verwenden.

2.2.1.2 Abstandshalter (AH)

In einer SWR-Anlage der Baulinie 72 wurde im Jahr 2003 bei Inspektionen von Vorläufer-BE für Hochabbrand eine größere Zahl gebrochener Innenstegfedern der AH ge-

funden. Es handelte sich hierbei um 10x10 BE mit AH aus Zircaloy und Federn aus Inconel. Die betroffenen BE hatten einen Abbrand von etwa 52 MWd/kg erreicht und waren vier Zyklen eingesetzt worden. Die Federbruchstücke waren an ihren Positionen geblieben. BS-Defekte lagen nicht vor. Als Schädigungsmechanismus wurde ISpRK ermittelt. Rissauslösend waren hohe Spannungen in den Federn, induziert durch zu engen Sitz auf den AH-Stegen, die durch Dickenwachstum der Stege durch Oxidation zusätzlich erhöht wurden. Dies erklärt das Auftreten der Schäden erst nach langer Standzeit. Die Häufung im obersten und untersten AH wurde damit erklärt, dass an diesen Positionen der Neutronenfluss und damit auch die Relaxation der Federn geringer sind. Federn für neue BE wurden modifiziert und von einem anderen Hersteller bezogen.

2.2.1.3 Wasserkanal

Im Jahr 2015 kam es während eines Handhabungsvorgangs mit der BE-Lademaschine im BE-Lagerbecken zu einem Bruch des Wasserkanals (WK) unterhalb des obersten AH. Zu diesem Ereignis wurde eine WLN erstellt. Da der WK auch die Tragstruktur dieser BE darstellt, löste sich infolge des Bruchs das BS-Bündel vom BE-Kopf und fiel aus einer Höhe von ca. 4 m in die vorgesehene Lagerposition. Das betroffene BE war zum Zeitpunkt des Ereignisses acht Zyklen im Kern eingesetzt und wies einen Abbrand von 59,9 MWd/kg auf. Als Besonderheiten der Einsatzgeschichte waren ein Kastentausch nach dem 5. Zyklus sowie eine BE-Reinigung während der Revision 2015 erfolgt.

Nach Herstellerangaben ist der Schadenshergang, der zum Bruch des WK geführt hat, auf das Zusammenwirken verschiedener Einflussfaktoren zurückzuführen. Demnach wurde durch den Kastentausch – infolge der Wechselwirkung der Kastenunterkante mit dem obersten AH beim Einführen des BE in den neuen Kasten – der oberste AH auf einen auf den WK punktgeschweißten Anschlag gedrückt. Dadurch wurde eine Anfangsverformung in den WK im Bereich dieses Anschlags eingebracht. Bei der BE-Reinigung mit Druckstößen bildete sich nach dieser Hypothese zum Schadenshergang in diesem Bereich ein ca. 4 mm langer Durchriss des WK. Den Startpunkt für den Riss bildeten unterkritische Anrisse in Form von aufgegangenen Hydriden im Bereich des Schweißpunktes am WK. Der Restbruch erfolgte durch eine Handhabungseinwirkung beim Einfädeln des BE in die vorgesehene Position im BE-Lagergestell. Demnach kam es beim Absenken des Lademaschinenmastes zu einem Kontakt des BE oder BE-Kastens mit dem Lagergestell, wodurch das BE abgebremst und zum Stillstand ge-

bracht wurde, während der Lademaschinenmast einschließlich des BE-Greifers weiter nach unten nachlief. Hierbei stellte sich aufgrund der geometrischen Gegebenheiten eine Höhendifferenz von 13,6 mm zwischen Unterkante des BE-Griffes und Oberkante des BE-Greifers ein (axiales „Spiel“ im Greifer). Anschließend löste sich das hängengebliebene BE und fiel mit seinem Griff um diese Höhendifferenz in den BE-Greifer. Die dabei auftretenden Belastungen haben letztlich zum Abriss des vorgeschädigten WK geführt. Durch die dynamische Lastüberhöhung wurde die der Auslegung zugrunde gelegte Last an der BE-Tragstruktur überschritten. Das Materialverhalten der Zr-Basislegierung des WK entsprach der Einsatzgeschichte des betroffenen BE, charakterisiert durch eine starke Versprödung durch Wasserstoffeinlagerungen und Hydridbildung.

Während ein Kastentausch in dieser Anlage eine übliche Handlung im Rahmen des Kastenmanagements ist, war für die Reinigung des betroffenen BE in der Revision 2015 abweichend zur sonstigen Praxis erstmalig ein Verfahren verwendet worden, bei dem mittels Druckstößen, die durch ein rasches Öffnen und Schließen eines Ventils erzeugt werden, Ablagerungen von den BE-Oberflächen entfernt werden. Durch die Druckstöße wird grundsätzlich eine Belastung auf den WK aufgebracht. Es wird davon ausgegangen, dass diese Belastung aufgrund des Kontakts des obersten AH mit dem aufgeschweißten Anschlag lokal auf den WK übertragen wurde, wodurch der anfangs unterkritische Anriss in Form eines aufgegangenen Hydrids zu einem Durchriss anwachsen konnte.

Nach diesem Ereignis soll die Reinigung mittels Druckstößen in dieser Anlage nicht mehr angewendet werden, und bei Umkastungen erfolgt eine Lastaufzeichnung. Darüber hinaus wurden verschiedene Maßnahmen zur Reduktion der Belastungen beim Einfädeln in die vorgesehene Lagerposition umgesetzt.

2.2.1.4 Kastenbefestigungsschrauben

Die BE-Kastenbefestigung besteht aus Anschlag, Distanzblattfeder, Federring und Schraube mit einem Zylinderstift zur Schraubensicherung. Sie hat die Aufgaben, den BE-Kasten mit der oberen Gitterplatte des BE zu verbinden und durch das Zusammenwirken mit den benachbarten Kastenbefestigungen die vier BE einer Kernzelle auf Abstand zu halten und im oberen Kerngitter zu verspannen.

Insgesamt wurden neun meldepflichtige Ereignisse mit Schädigungen an BE-Kastenbefestigungsschrauben gemeldet. Das erstmalige Auftreten im Jahre 1982 war die Folge ungünstiger Toleranzen von BE-Zelle und Kasten sowie dem für das Einladen der BE verwendeten Hilfswerkzeug („Doppeldummy“). Hierdurch konnten die BE beim Einladen mit ihren Kastenbefestigungen den Griff des Doppeldummys streifen. Bei einem BE wurden zwei Gänge der M8 Schraube für die Kastenbefestigung mechanisch beschädigt. Bei einem weiteren BE hatte sich die Kastenbefestigung vollständig gelöst. Die Stärke des Doppeldummygriffes wurde in dem Bereich, in dem die Kastenbefestigung gegenstoßen konnte, reduziert und die Kontur des Doppeldummys optimiert.

Im Zeitraum von 1983 - 1986 sind aus verschiedenen deutschen SWR-Anlagen Vorkommnisse mit gebrochenen Kastenbefestigungsschrauben bekannt geworden, die die Folge von ISpRK am Schraubenwerkstoff Alloy X-750 waren. Ursache für die Schäden war eine nicht spezifikationsgerechte Wärmebehandlung des Schraubenwerkstoffs Alloy X-750 bei Temperaturen unterhalb 900 °C (spezifizierte Temperatur: 980 °C), was zu einer erhöhten Anfälligkeit für ISpRK führte. Die Schrauben waren alle im Bereich des Zylinderstiftes gebrochen. Dies wurde als Hinweis auf hohe Spannungen und/oder ungünstige Werkstoffzustände an dieser Stelle gedeutet. Zu den ersten beiden Fällen erstellte die GRS im Jahr 1984 eine WLN. Neben visuellen Prüfungen zur Erkennung gebrochener Schrauben empfahl die GRS, die Wärmebehandlung von Alloy X-750 zu optimieren, die Konstruktion der Schraubverbindung zu ändern oder einen anderen Schraubenwerkstoff zu wählen.

In einer SWR-Anlage wurden als temporäre Abhilfemaßnahme überwiegend Kastenbefestigungen eines anderen Herstellers mit vergleichbarer Ausführung und vereinzelt neue Schrauben des betroffenen Typs aber mit spezifikationsgerechter Wärmebehandlung eingesetzt. Als langfristige Maßnahme wurde eine geänderte Kastenbefestigung der KWU mit Schrauben aus Alloy 718 eingeführt, deren konstruktive Ausführung (ohne Loch und Sicherungsschweißung) auch bei einem Bruch keine Einzelteile freigibt. In den anderen Anlagen wurden in der Regel kurzfristig neue Kastenbefestigungen bzw. Kastenbefestigungsschrauben des gleichen Typs eingesetzt, z. T. begleitet von einer Reduzierung des Anzugsmomentes der Schrauben. Langfristig erfolgte der Einsatz von Kastenbefestigungen und/oder Schrauben mit modifizierter Ausführung.

2.2.1.5 Fußdichtungsfedern

In 1997 wurde ein Ereignis mit gebrochenen BE-Fußdichtungsfedern gemeldet. Betroffen war ein BE in einer Anlage. Die Ursache war ISPrK aufgrund eines Konstruktionsmangels der Federn in Form eines zu kleinen Biegeradius. Die Konstruktion wurde geändert.

2.2.2 Betriebserfahrung in Anlagen mit Druckwasserreaktor (DWR)

Abb. 2. zeigt für die von Schäden betroffenen Bauteile von DWR-BE die Anzahl der Einträge in der im Rahmen des Vorhabens erstellten Datenbank BEMBE. Es zeigt sich, dass BS am häufigsten von Schäden betroffen waren, was aufgrund der großen Anzahl der im Laufe der Betriebsdauer deutscher DWR-Anlagen eingesetzten BS wenig überrascht. Am zweithäufigsten waren AH betroffen. Die übrigen Bauteile sind seltener auffällig geworden.

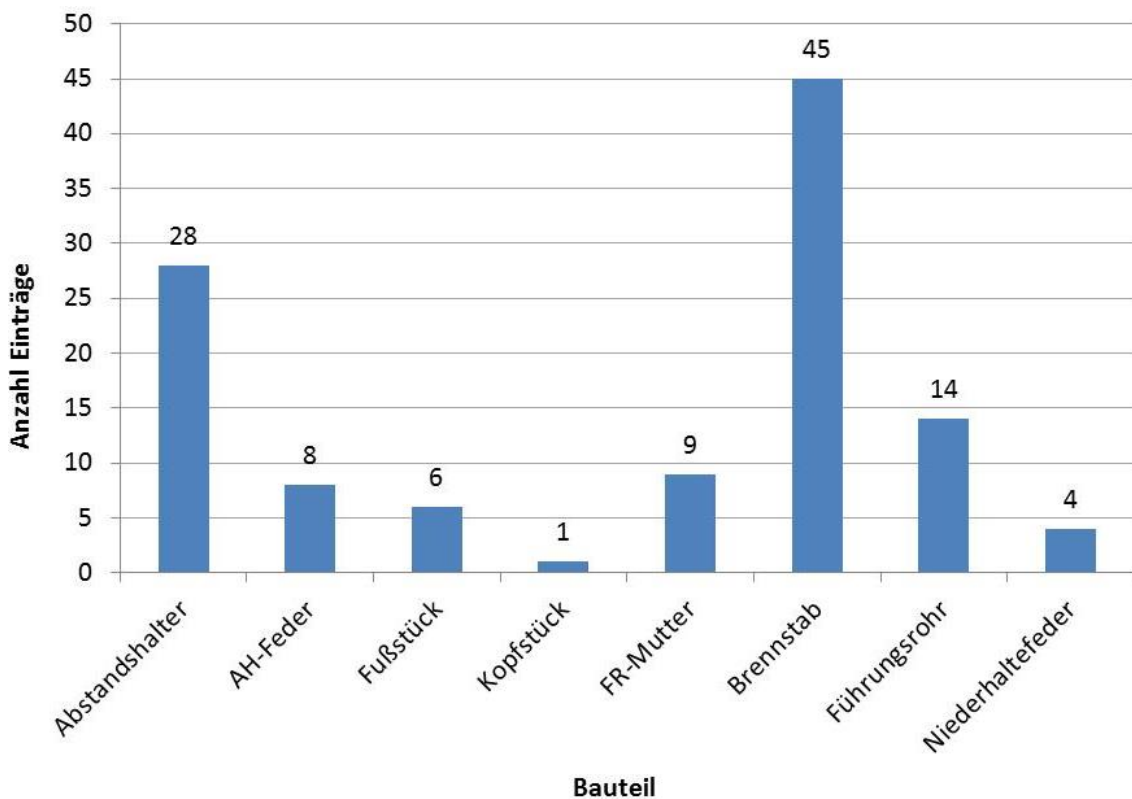


Abb. 2.2 Anzahl der Einträge zu Schäden an den verschiedenen Bauteilen von DWR-BE in der im Rahmen des Vorhabens aufgebauten Datenbank

Für die von Ereignissen betroffenen Bauteile (siehe Abb. 2.) sind in Tab. 2.3 die zugehörigen Ursachen und Schädigungsmechanismen angegeben.

Tab. 2.3 Betroffene Bauteile und zugehörige Ursachen und Schädigungsmechanismen bei Ereignissen an DWR-BE

Bauteil	Ursachen/Mechanismen
FR-Mutter	<u>Konstruktionsmangel</u> , <u>Herstellungsmangel</u>
Abstandshalter	<u>Handhabung/Mechanische Beschädigung</u> , <u>AH-Eckenfretting</u> , <u>Baffle jetting</u>
Abstandshalterfeder	<u>ISpRK</u>
Führungsrohr	<u>Verbiegung</u>
BS-Hüllrohr	<u>Fremdkörperfretting</u> , <u>AH-Fretting</u> , <u>Eck-BS-Fretting</u> , <u>Baffle jetting</u> , <u>ungeeigneter Werkstoff</u>
Niederhalterfeder	<u>ISpRK</u>
Kopfstück	Fremdkörpereintrag
Fußstück	Fremdkörpereintrag

Tab. 2.4 Ursachen und Schädigungsmechanismen bei BE-Bauteilschäden aufgrund von Designänderungen der BE, Änderungen der Betriebsweise von BE und der Verwendung neuer Werkstoffe

Bauteil	Ursache	Auswirkung
FR-Mutter	Konstruktionsmangel („Quetschmutter“)	Lösen im Betrieb
	Herstellungsfehler (Assemblierungsfehler)	
	Verwendung eines ungeeigneten Sicherungswerkzeugs	
AH	Konstruktionsmangel der AH-Ecke	Mechanische Beschädigung bei Handhabung
	Änderung des Be-/Entladeverfahrens	
	Erhöhung der Hubgeschwindigkeit	
	Neuer BE-Typ	AH-Eckenfretting
Neue Beladestrategie („Low-Leakage“)		
BS-HR	Fehlende Fremdkörperfilter	Fremdkörperfretting
	Ungeeigneter Werkstoff	BS-HR-Risse/-Brüche
AH-Feder	Ungeeignete Wärmebehandlung	ISpRK
	Ungeeignete Spannungsauslegung	
	Vorschädigung bei der Herstellung	Federkraftverlust
FR	Zu geringe Quersteifigkeit	BE-Verbiegung
Niederhalterfeder	Zu hohe Spannungsausnutzung	ISpRK
	Ungeeigneter Werkstoff (Alloy X-750)	

Dabei sind diejenigen Mechanismen unterstrichen, für die ein ursächlicher Zusammenhang mit Änderungen des BE-Designs, Änderungen der Betriebsweise der BE oder der Verwendung neuer Werkstoffe besteht. Für diese Fälle sind in Tab. 2.4 die zugehörigen Ursachen angegeben. Alle in Tab. 2.4 aufgeführten Fälle werden in den nachfolgenden Abschnitten tiefergehend untersucht.

2.2.2.1 Führungsrohre (FR)

BE-Verformungen ergeben sich als Folge von Kriechen während des Reaktoreinsatzes unter der Einwirkung äußerer Belastungen auf das BE unter Neutronenbestrahlung in Abhängigkeit von dessen Abtragverhalten. Als äußere Belastungen wirken die von der Auslegung vorgegebenen axialen und lateralen Strömungskräfte, der Auftrieb, die Schwerkraft und solche Belastungen, die aus dem axialen strahlungsinduzierten Wachstum der FR und den seitlichen Wechselwirkungskräften aus dem Kontakt zu Nachbar-BE resultieren sowie die von den Niederhaltefedern bestimmte Niederhaltekraft. Das Kraftabtragverhalten wird bestimmt von der konstruktiven Ausführung und der Steifigkeit des BE sowie der Festigkeit und dem Kriechverhalten der verwendeten Materialien. Der Kraftabtrag erfolgt dabei über die BE-Struktur und über die in den AH federnd eingespannten BS.

Die oben genannten Kräfte bewirken zunächst eine elastische seitliche Auslenkung des BE. Diese ist bei gleicher äußerer Last umso stärker ausgeprägt, je geringer die Steifigkeit des BE ist. Die sich bei der vorhandenen BE-Steifigkeit zum jeweiligen Zeitpunkt einstellende elastische BE-Verformung wird während des Reaktorbetriebes durch strahlungsinduziertes Kriechen der FR zu einem großen Teil in einen nach dem Reaktoreinsatz messbaren, bleibenden Verformungsanteil umgesetzt. Für das Ausmaß dieser Kriechverformung ist die Kriechfestigkeit des FR-Materials unter Neutronenbestrahlung maßgeblich. Es können sich BE-Verformungen in beide laterale Dimensionen mit unterschiedlichen Biegemodi (C-, S-, W-förmig) ergeben. W-Biegungen wurden in Deutschland bisher nicht beobachtet.

Beginnend etwa ab dem Jahr 2000 wurde in deutschen DWR-Anlagen eine Zunahme von bleibenden BE-Verformungen im Laufe des Reaktorbetriebs verzeichnet. Betroffen waren BE eines Typs. Entsprechende Ereignisse wurden von drei Anlagen gemeldet. Der RSK-Ausschuss Reaktorbetrieb verfolgte die Entwicklung der BE-Verformungen ab 2009 regelmäßig und veröffentlichte im Jahr 2015 eine Stellungnahme /RSK 15/ dazu.

Das Maß der Verformung und die Häufigkeit des Auftretens nahmen im Laufe der Jahre zu. Um das Jahr 2010 herum traten vermehrt meldepflichtige Ereignisse mit Bezug zu BE-Verformungen auf. Die einzelnen Kraftwerke waren unterschiedlich stark betroffen. In einem Fall wurde festgestellt, dass ein SE bei einer ereignisbedingten Leistungsreduktion die untere Endstellung nicht erreicht hatte. In einer anderen Anlage kam es 2010 und 2011 bei drei SE zur Verletzung der spezifizierten Fallzeiten für das Erreichen der unteren Endlage. Allerdings betrafen die Verzögerungen den für die Wirksamkeit der Abschaltreaktivität nicht relevanten Bereich ab Eintritt in den Stoßdämpfer. In einigen weiteren Fällen wurden erhöhte Einfallzeiten festgestellt, die jedoch noch innerhalb der zulässigen Werte lagen. Des Weiteren wurde in mehreren Anlagen Reibkorrosion (Fretting) an AH-Ecken mit unterschiedlichem Schädigungsgrad beobachtet, beginnend mit leichten Anlagespuren bis hin zu durchgetrennten AH-Ecken, in einigen Fällen mit Beschädigung des dahinterliegenden Eck-BS (Eck-BS-Fretting).

Messungen von BE-Verformungen, die in mehreren Anlagen außerhalb des Reaktorkerns durchgeführt wurden, ergaben BE-Durchbiegungen bis zu ca. 25 mm (bei C-förmiger Verbiegung) und unterschiedliche Biegemuster (C-förmig, S-förmig, sowie eine Überlagerung in beiden lateralen Dimensionen).

Von den Betreibern wurden in verschiedenen Anlagen in unterschiedlichem Umfang Modifizierungen zur Begrenzung der Verformung und zur Berücksichtigung von Verformungen bei der Beladeplanung und BE-Handhabung eingeführt (siehe Tab. 2.5).

Tab. 2.5 Modifizierungen zur Begrenzung der Verformung und zur Berücksichtigung von Verformungen bei der Beladeplanung und BE-Handhabung

Ziel der Modifizierung	Maßnahmen zur Umsetzung der Modifizierung
Reduktion der Spannungen	Reduktion der BE-Niederhaltekräfte
	Einsatz von dickwandigeren FR
	Reduzierung des hydraulischen Widerstandes
Erhöhung der Kriechfestigkeit	Kriechoptimierte Werkstoffe für FR und AH
	Einsatz von Stahl-FR
Erhöhung der lateralen BE-Steifigkeit	dickwandigere Führungsrohre
	Steifere AH-FR-Verbindung
	Verbesserte BS-Lagerung im AH wie monometallische AH aus kriechfesterem Material
Optimierung von Beladeplänen	Berücksichtigung der gemessenen BE-Verformungen
	Vorausberechnung der Verformung zur Berücksichtigung bei der Beladestrategie
	Einsatz einer erhöhten Anzahl von BE mit erhöhter Quersteifigkeit
	BE mit starken Verformungen nicht auf SE-Positionen
	BE mit starken Verformungen schachbrettartig in der Kernmitte bzw. am Kernrand
	Reihen mit unterschiedlichen BE-Typen bilden
	Drehen der BE oder Umsetzen in den Diagonalquadranten
Vermeidung von Handhabungsschäden beim Be- und Entladen	Optimierung der Schrittfolge unter Berücksichtigung der ermittelten BE-Verformungen
	Aufzeichnung der Lastmessung bei der Handhabung mit der Lademaschine
	Einsatz von Hilfsmitteln zum Beladen (Dummy-BE, BE-Positionier-System)
	Versetztes Anfahren der Beladepositionen
	Reduzierung von AH-Eckenfretting durch Änderung der AH-Eckenkonturen

Die Wirkung der konstruktiven Maßnahmen zeigte sich bereits durch eine Verminderung des Verformungsniveaus. Eine weitere Verbesserung wird mit zusätzlichen Nachladungen optimierter BE erwartet.

2.2.2.2 Brennstäbe

Zu Brennstabschäden in deutschen DWR-Anlagen finden sich 45 Einträge in der Datenbank BEMBE seit Beginn des kommerziellen Betriebs. Betroffen waren BE verschiedener Hersteller. Die BS-Schäden sind schwerpunktmäßig durch einen Fretting-Mechanismus verursacht worden (AH-Fretting, Fremdkörperfretting, Eck-BS-Fretting). In Einzelfällen sind Schäden durch Mechanismen wie Baffle jetting oder durch eine ungeeignete Werkstoffwahl ausgelöst worden. Darüber hinaus konnte bei einem beträchtlichen Anteil der Ereignisse keine Ursache identifiziert werden.

2.2.2.2.1 AH-Fretting

BS-Schäden durch AH-Fretting ergeben sich in der Regel als Folgewirkung eines Federkraftverlustes entweder aufgrund der Relaxation der AH-Feder oder sonstiger Schäden an AH-Federn. Im Betrieb deutscher DWR-Anlagen kam es u. a. zu Brüchen der AH-Federn aus Alloy 718 durch ISpRK, die durch Konstruktions- und Auslegungsmängel der Federn bzw. eine ungeeignete Wärmebehandlung der Federn begünstigt wurde. Weitere Ursachen für AH-Fretting waren zusätzliche Anregungen von BS-Schwingungen durch das Schwingungsverhalten der Kernumfassung und Vorschädigungen der AH-Federn im Rahmen der Herstellung. AH-Fretting tritt meist nur im Bereich des untersten AH auf, was durch die turbulenten Strömungsverhältnisse oberhalb des unteren Rostes begründet ist.

Die Lagerungskonzepte im AH wurden im Verlauf der Zeit immer wieder optimiert. So weisen BE neueren Typs eines Herstellers monometallische AH aus dem Werkstoff ZIRLO auf, dessen Kriechfestigkeit eine beständige kraftschlüssige Verbindung zwischen AH und BS sicherstellt. Bei einem BE-Typ eines anderen Herstellers wird dies durch einen bimetalischen AH sichergestellt, bei dem Federn aus kriechfestem Alloy 718 in eine AH-Zelle aus Zircaloy eingehängt werden. Eine kraftschlüssige BS-AH-Verbindung wirkt sich gleichzeitig positiv auf die laterale BE-Steifigkeit aus¹. Die Betriebserfahrung mit BE eines anderen Typs zeigt, dass die BS bereits nach einer Standzeit durch die AH durchrutschen und damit nicht mehr zur Verbesserung der lateralen BE-Steifigkeit beitragen. Gleichwohl sind von diesem Typ bislang keine Fretting-Schäden in deutschen Anlagen bekannt geworden.

¹ An BE dieses Typs traten jedoch zeitweise systematische Anrisse und Brüche von AH-Federn durch ISpRK auf, die auch zu Fretting an BS geführt haben (siehe Abschnitt 2.2.2.4.3).

2.2.2.2.2 Fremdkörperfretting

Von drei Anlagen wurden während der Betriebszeit verschiedene Ereignisse mit z. T. wanddurchdringenden BS-Schäden gemeldet, die die Folge von Fremdkörperfretting waren (siehe Abb. 2.3). Die betroffenen BE stammten von zwei Herstellern und waren nicht mit Fremdkörperfiltern in den BE-Füßen bestückt. Als Gegenmaßnahme gab der Betreiber der einen betroffenen Anlage an, dass der RDB einschließlich der Einbauten sorgfältig gereinigt werden. In den anderen betroffenen Anlagen wurde die Rückhaltefunktion der BE-Fußstücke für Fremdkörper über die Jahre sukzessive verbessert. Im Zusammenhang mit den Ereignissen ab dem Jahr 2000 wurde angegeben, dass neue BE mit Siebfüßen bzw. mit im BE-Fuß integrierte Fremdkörperabscheider zum Einsatz kommen.

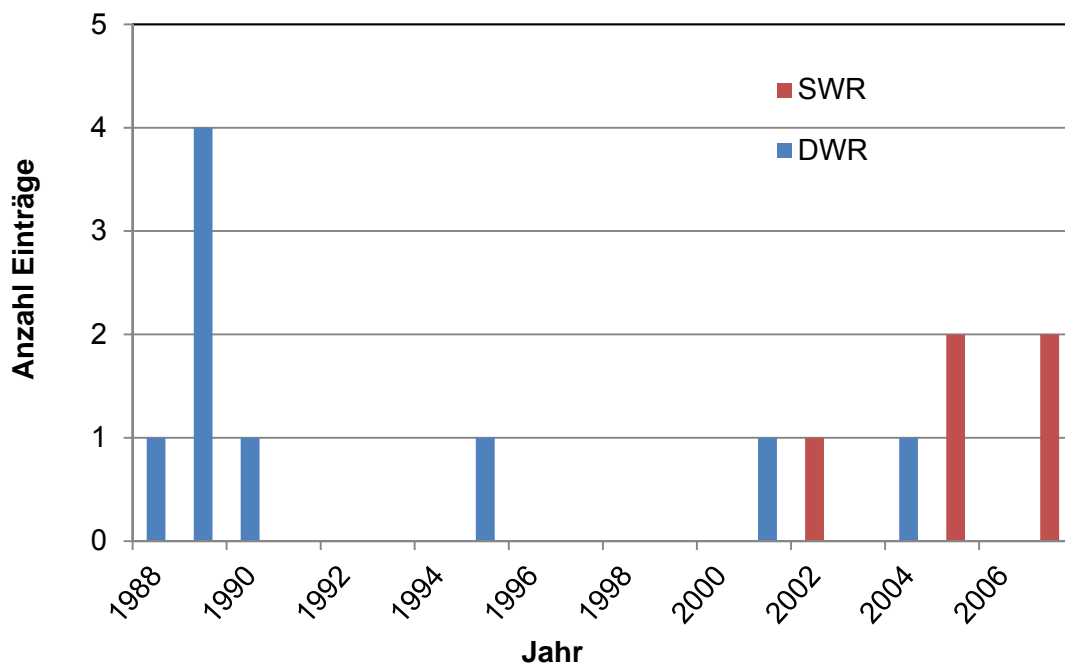


Abb. 2.3 Anzahl der Einträge zu Ereignissen infolge Fremdkörperfretting in deutschen DWR und SWR in Abhängigkeit des Ereignisjahres

2.2.2.2.3 Verwendung eines ungeeigneten Werkstoffs

In einer Anlage kam es im Jahr 1995 an zwei BE eines Herstellers, die sich in zweiter Standzeit befanden, zu Rissen und Brüchen an BS-HR. Ursache war die Verwendung einer Zirconium-Legierung auf Basis von Zircaloy-2 für einzelne Vorläufer-HR an den äußeren BE-Positionen, die sich damit als ungeeignet erwies. Nach dem Ereignis wur-

de der vorgenannte Werkstoff für die Fertigung von BS-Hüllrohren für diese Anlage ausgeschlossen.

2.2.2.3 Fußmuttern

Mittels Fußmuttern, auch FR-Muttern genannt, sind die BE-Fußstücke mit den Steuerstabführungsrohren verschraubt (je nach BE-Konfiguration 20 oder 24 M6-Muttern je BE). Bei einer älteren Konstruktion erfolgte die Sicherung der Fußmuttern unterhalb des BE-Fußes nach jeder BE-Montage formschlüssig durch Zusammendrücken des Hülsenteils der Mutter auf zwei Abflachungen am FR-Endstopfengewinde („Quetschmutter“). Nachdem in den 1970er und 1980er Jahren einige Ereignisse mit gelösten Quetschmuttern in BE der Erstkernbeladung gemeldet wurden, wurde die Konstruktion der Fußverschraubung geändert. Bei allen Nachlade-BE erfolgte die Sicherung der umkonstruierten Muttern durch Umbördeln bzw. Einhämmern ihrer scheibenförmigen Ränder an zwei einander gegenüberliegenden Stellen in die Kühlmittelbohrungen des BE-Fußes. Die neuen Fußmuttern wurden erstmals im Jahr 1985 in Nachlade-BE eingesetzt. Nach dieser Umrüstung sind, mit Ausnahme eines Ereignisses, bei dem eine gelöste Quetschmutter in einem noch nicht umgerüsteten BE der Erstkernbeladung vorgefunden wurde, keine weiteren Ereignisse an Quetschmuttern bekannt geworden.

In den Jahren 1999 und 2000 wurden erneut Fälle aus drei Anlagen mit gelösten Fußmuttern bekannt. Hierbei handelte es sich um BE, bei denen der erste Abstandshalter im Zusammenhang mit der Thematik „SpRK an Inconel-Federn des untersten AH“ in den Vorjahren getauscht wurde. Bei den betreffenden BE war im Zuge der AH-Umrüstung der BE-Fuß entfernt und nach Beendigung der Arbeiten unter Verwendung neuer Muttern wieder befestigt worden. Diese Arbeiten waren entweder trocken oder unter Wasser durchgeführt worden, wo der BE-Fuß schwer zugänglich ist.

Die Ursachenanalyse in einer der betroffenen Anlage ergab verschiedene Ursachen für das Lösen der Fußmuttern, je nachdem, ob die Abstandshalter-Umrüstung trocken oder nass erfolgt war: Untersuchungen des Herstellers ergaben, dass bei den trocken umgerüsteten BE gegenüber den nass umgerüsteten BE deutlich erhöhte Verspannungen bzw. Verformungen in das Skelett eingebracht werden. Diese Verspannungen oder Verformungen können dazu führen, dass sich an einzelnen FR-Verschraubungen nach dem Absetzen der BE auf dem BE-Fuß die Vorspannung vermindert und damit ein Lockern der Fußmuttern eintritt. Bei den nass umgerüsteten BE wurde die Ursache für das Lösen/Lockern auf den Einsatz eines nicht optimalen

Sicherungswerkzeugs ohne Wegbegrenzung zurückgeführt, was zu Einrissen und Materialverjüngungen an den Sicherungen führen konnte. Unabhängig von der Art der Umrüstung wurden als weitere mögliche Ursache für die fehlenden bzw. nicht optimal gesicherten Fußmutter konstruktive Unterschiede hinsichtlich der Sicherung der Fußmutter im Fußbereich der BE angesehen. Bei den BE der betroffenen Nachlieferung erfolgte die Sicherung in einer für Fehler empfindlichen konischen Bohrung statt in einem zylindrischen Sackloch bei früheren Nachlieferungen.

Nach Bekanntwerden der Ereignisse wurden in den betroffenen Anlagen verschiedene Vorsorgemaßnahmen getroffen: Für Umrüstarbeiten an BE wurde festgelegt, dass das BE nach Verschrauben der Fußmutter mit dem Drehmomentschlüssel auf den Fuß abgestellt wird, um die Fußverbindung mit dem vollen BE-Gewicht zu belasten. Eventuell vorhandene Verspannungen in der BE-Struktur sollen dadurch ausgeglichen werden. Nach dem Setzvorgang werden die Fußmutter erst nach nochmaligem Anziehen gesichert. Für die Sicherung der Fußmutter wurde außerdem ein modifiziertes Sicherungswerkzeug mit Wegbegrenzung eingesetzt. Zur Vermeidung einer unbeabsichtigten Fehlpositionierung des Sicherungswerkzeuges wurde eine Drehorientierungshilfe am Gestänge angebracht. Zusätzlich wurde festgelegt, dass künftige Arbeiten mit einer Unterwasser-TV-Kamera zu kontrollieren sind und eine Foto-Dokumentation der Sicherung eingeführt wird.

In den Jahren 2003 und 2007 wurden aus zwei Anlagen erstmals Ereignisse mit losen bzw. fehlenden FR-Muttern an MOX-BE bekannt. Als Ursache für das Lösen der FR-Muttern wurde in beiden Fällen der Verlust der Vorspannung der Verschraubung angenommen. Es wurde angemerkt, dass die stärkste Entlastung der Vorspannung während des Betriebs erfolgt, wenn das BE zwischen der oberen und unteren Gitterplatte verspannt und thermisch ausgedehnt ist. Dabei werden die FR-Endstopfen, die in das untere Ende des FR-Stoßdämpfers eingeschraubt sind, mit der maximalen Kraft gegen die Oberseite des Fußstückes gepresst. Kleinste Verschiebungen der FR-Endstopfen relativ zur Oberseite des Fußstückes können zum Verlust der Vorspannung führen. Nach Verlust der Vorspannung wird durch Vibrationen im Kern ein Reibkorrosionsprozess ausgelöst, der zum Verlust der Sicherung und/oder zur Beschädigung der Gewinde in den FR-Muttern und der FR-Endstopfen führen kann.

In einer Anlage waren ausschließlich MOX-BE betroffen, bei denen die FR-Muttern während der Endmontage mit dem auf der Zeichnung angegebenen Drehmoment im liegenden Zustand angezogen und gesichert wurden. Die Prüfung auf festen Sitz der

FR-Muttern war ebenfalls im liegenden Zustand erfolgt. In der anderen Anlage war das Verfahren zur Assemblierung unmittelbar vor der Lieferung der betroffenen MOX-BE dahingehend geändert worden, dass auch hier die BE wie in der ersten Anlage liegend mit definiertem Drehmoment angezogen und gesichert wurden. Die anschließende Prüfung der FR-Muttern auf festen Sitz war ebenfalls im liegenden Zustand erfolgt. Dies wurde insofern als ungünstig bewertet, als bereits beim Aufrichten der BE zur Endkontrolle der umhüllenden Dimensionen eine Entlastung der Vorspannkraft durch Setzungen eintritt. Bei späteren Fertigungen in beiden Anlagen erfolgte die Prüfung der FR-Muttern auf festen Sitz im stehenden Zustand. Im Bedarfsfall wurden die FR-Muttern anschließend im liegenden Zustand nachgezogen.

Eine sicherheitstechnische Bewertung gelöster BE-Fußmuttern ergab, dass das Fehlen einzelner Fußmuttern am BE die Stabilität oder die Einsetzbarkeit dieser BE nicht beeinträchtigt. Nach Aussage des Herstellers können Handhabungsbelastungen abgetragen werden, solange acht intakte Verschraubungen zwischen FR und BE-Fuß vorhanden sind. Weiterhin sind nach Aussage des Herstellers pro BE-Quadrant nur zwei intakte Verbindungen erforderlich, um unzulässige Biegebeanspruchungen der FR und Verbindungselemente zu vermeiden. Nicht geborgene Muttern können aufgrund der geometrischen Verhältnisse (Mutter, Kühlmittelbohrungen im BE-Fuß, Abstand benachbarter BE, Abstand BE/Kernumfassung) nicht in die aktive Zone der BE gelangen und damit auch keine BE-Schäden verursachen. Mit einer Masse von 5 g sind sie einerseits schwer und kompakt genug, so dass sie nach unten fallen und liegen bleiben. Andererseits sind sie zu leicht, um bedeutsame Schäden an Pumpen oder anderen Bauteilen zu verursachen, falls sie doch dorthin gelangen sollten.

2.2.2.4 Abstandshalter

Die AH der BE dienen als Teil der BE-Struktur dazu, die Kerngeometrie unter allen Betriebs- und Stöorzuständen sicherzustellen und durch Fixierung der Brennstäbe Schäden an den Brennstabhüllrohren infolge Reibkorrosion (Fretting) zu vermeiden. Über die Länge eines BE sind neun AH verteilt. Je nach BE-Typ bestehen die AH aus einem 16x16- (Vor-Konvoi) oder 18x18-Raster (Konvoi), von denen bei Vor-Konvoi-Anlagen 20 Positionen und bei Konvoi-Anlagen 24 Positionen mit Steuerstabführungsrohren belegt sind. Die AH sind mit den Führungsrohren verschweißt und bilden mit diesen sowie dem BE-Kopf und BE-Fuß die BE-Struktur, auch BE-Skelett genannt. Die Brennstäbe werden nur mit Hilfe von Federn in den AH gelagert.

2.2.2.4.1 Handhabungsschäden an AH-Ecken und -flanken

Im Zeitraum von 1987 - 1990 kam es zu einer Häufung von Meldungen zu systematischen Handhabungsschäden an AH-Ecken von BE eines Herstellers. Die betroffenen AH waren aus dem Werkstoff Alloy 718 gefertigt. Bei den betroffenen BE handelte es sich um Paare von jeweils diagonal zueinander angeordneten Nachbar-BE. Diese hatten sich beim Be- oder Entladen verhakt und auf verschiedenen AH-Ebenen zu mechanischen Schädigungen der AH-Ecken geführt. Hinweise auf etwaige Schädigungen konnten durch die Auswertung der Lastaufzeichnungen der BE-Wechselmaschine gewonnen werden.

Bei den Schädigungen handelte es sich um geringe Kontaktmarken bis hin zu verbogenen, eingeschlitzten, oder vollständig abgetrennten AH-Ecken. In einigen Fällen konnten die abgerissenen Teile der AH-Ecken nicht gefunden und geborgen werden.

Die Ursache der Handhabungsschäden lag in erster Linie in einem Konstruktionsmangel der AH. Diese zeichneten sich durch eine ungenügende Abweisfunktion im Eckbereich aus. Bei Versuchen des Herstellers zur Untersuchung des Abgleitverhaltens von AH-Ecken stellten sich einige AH-Typen als verhakungsanfällig heraus, andere Typen zeigten sich als wenig anfällig für Verhakungen.

Als schadensbegünstigend wirkten sich BE-Verbiegungen aus, die in äußeren Zonen des Kerns, angeblich bedingt durch den steileren Neutronenflussgradienten, höher waren. Darüber hinaus waren in einigen Fällen die Schrittfolgepläne für das Be- und Entladen nicht geeignet, um die Handhabungsschäden bei ungünstigen AH-Eckenkonstruktionen und etwaigen BE-Verbiegungen zu verhindern.

Mittelfristig wurden verschiedene Vorsorgemaßnahmen getroffen, um vergleichbare Schäden zu vermeiden. Hierzu gehörte die Modifikation der Schrittfolgepläne für das Be- und Entladen. Bei der Beladung des Kerns im sogenannten „Zeilensprungverfahren“ wurden unter Zuhilfenahme von einem Dummy-BE die Zeilenlücken so aufgefüllt, dass das einzusetzende BE stets in einem kompletten Schacht eingesetzt wird. Hierdurch konnten diagonale Kollisionen von AH-Ecken vermieden werden. Als weitere Vorsorgemaßnahme wurde die Hub- und Senkgeschwindigkeit im Kernbereich reduziert. Bei beiden Maßnahmen erwies sich der nicht unerhebliche zusätzliche Zeitbedarf beim Kernumladen als ungünstig. In einigen Anlagen wurde die Auflösung der Lastmesseinrichtung der BE-Wechselmaschine verbessert. Als langfristige Vorkehrung

wurden die BE-AH der folgenden Nachladungen vom Hersteller konstruktiv so verbessert, dass die Abweiskfunktion auch im Eckbereich gegeben war.

Nach Umsetzung oben genannter Maßnahmen ist nur noch ein Fall von beschädigten AH-Ecken bei der Handhabung im Jahr 1998 bekannt geworden. Beim Entladen hatten sich die AH-Ecken von sieben BE mit ihren unteren AH an benachbarten BE in der diagonalen Position verhakt. Hierbei wurden die AH-Ecken in Zircaloy-AH im oberen Bereich aufgebrochen und die AH-Ecken von Inconel-AH über die ganze AH-Höhe aufgeschlitzt. An einigen beschädigten AH wurden kleine Blechteile herausgetrennt. Ursache der Handhabungsschäden war ein zuvor eingeführter neuer Beladepplan ohne Einsatz von Dummies. Bei einer probeweisen Einführung des neuen Plans waren zunächst gute Erfahrungen gesammelt worden. Daher wurde beim nächsten BE-Wechsel ganz auf den Einsatz von Dummies verzichtet, sodass auch freistehende BE, die nur in diagonalen Position Nachbarn hatten, gezogen wurden. Dabei ist es zu den genannten Verhakungen gekommen. Die Verhakungen wurden durch Verbiegungen der Nachbar-BE, die für den Abbrand der betreffenden BE nicht ungewöhnlich waren, begünstigt. Der Betreiber der Anlage kehrte zur alten Beladestrategie mit konsequentem Einsatz von BE-Dummies beim Be- und Entladen des RDB zurück.

Im Jahr 2005 wurden erstmalig Handhabungsschäden an den Flanken von AH in einer deutschen Anlage gemeldet. Betroffen waren mehrere BE mit AH aus den Werkstoffen Zircaloy-4 bzw. Inconel. Bei diesen waren von den äußeren Stegblechen der Abstandhalter mit Abweiser-Fahnen jeweils oben oder unten Stegbleche verbogen oder Segmente ausgebrochen. Der ausgebrochene Bereich erstreckte sich maximal bis zu einer halben Breite eines Brennelements. Die Schäden waren beim Ziehen der BE während der Revision 2004 durch Verhaken mit den nichtgehandhabten Nachbar-BE entstanden. Während der Revision 2004 war der Kern nach dem Zeilensprungverfahren ausgeladen worden. Dieses Verfahren war seit 1998 gewählt worden, um Eckkontakte von diagonal benachbarten BE zu vermeiden. Mit Einführung des Zeilensprungverfahrens war auch die Hubgeschwindigkeit, die seit Ende der 1980er Jahre reduziert worden war, für BE in Nicht-Schachtpositionen auf 10 m/min erhöht worden. Dieser Änderung lag die Annahme zugrunde, dass Flankenberührungen kein Problem darstellen. Konstruktionsbedingt beschränkten sich die Schäden auf BE eines Herstellers. Bei diesen konnten sich die Abweiserfahnen verbiegen und anschließend verhaken bzw. abreißen. Bei BE anderer Hersteller war dies aufgrund der AH-Gestaltung ausgeschlossen. Nach dem Ereignis wurde bei BE-Handhabungsvorgängen im Kern grundsätzlich auf

eine reduzierte Fahrgeschwindigkeit (1 m/min) für Heben und Senken übergegangen. Darüber hinaus erfolgte die Auswertung der digitalen Lastaufzeichnung der Lademaschine nunmehr zeitnah zum Ziehen mit dem Ziel, eventuelle Auffälligkeiten, die auf Beschädigungen hindeuten könnten, frühzeitig zu erkennen.

2.2.2.4.2 AH-Eckenfretting an 18x18-24 BE in Konvoi-Anlagen

Zu Beginn der 1990er Jahre traten Reibschäden an AH-Ecken („AH-Eckenfretting“) in den Konvoi-Anlagen mit 18x18-24 BE auf. Im Jahr 1991 wurde erstmals in einer Anlage und mit im Mittel deutlich geringerem Abtrag in zwei weiteren Anlagen Reibkorrosion an den Ecken von Zircaloy-AH (AH-Eckenfretting) beobachtet. Im darauffolgenden Jahr wurden erneut in allen drei Anlagen Reibkorrosionsmarken gefunden. Der lokale Abtrag war erneut in der erstgenannten Anlage stärker als in den beiden anderen. Während in der erstgenannten Anlage an mehreren BE durchgehende Eckenbeschädigungen festgestellt wurden, lagen in beiden anderen Anlagen lediglich Reibmarken vor. Zuletzt wurde im Jahr 1993 über Frettingschäden an BE-AH von Konvoi-Anlagen berichtet.

Der Verschleiß war durch Verbiegungen und Schwingungen der BE während des Betriebs verursacht worden, was zum Eckenkontakt mit den AH diagonal benachbarter BE geführt hatte. In der Folge waren Reibschäden in Form von tiefen, vertikalen Riefen an der Ecke der AH aufgetreten. Teilweise waren die Riefen durchgehend, d. h. bis zum Hüllrohr des Eckbrennstabs. Brennstabschäden wurden nicht berichtet. Die Fretting-Schäden beschränkten sich auf AH aus Zircaloy-4 und waren im mittleren Bereich der BE an den AH 4 bis 7 zu finden. AH aus der Alloy 718 waren nicht betroffen. Überwiegend waren BE auf den Kernrandzonen betroffen.

Untersuchungen des Herstellers ergaben einen Zusammenhang zwischen BE-Verbiegungen und radialen Leistungsdichtegradienten der BE, insbesondere bei den BE mit durchgehend beschädigten AH-Ecken. Diese waren im ersten Einsatzzyklus auf symmetrischen, randnahen Kernpositionen mit hohen, diagonal über den BE-Querschnitt verlaufenden radialen Leistungsgradienten eingesetzt. Da vergleichbare Frettingschäden zuvor nicht beobachtet wurden, wurde von der GRS ein Zusammenhang mit der Umstellung auf die „Low-Leakage“-Beladung in Betracht gezogen /GRS 94/. Diese zeichnet sich durch große radiale Leistungsdichtegradienten, insbesondere in Randnähe, aus. Daneben schloss die GRS einen Zusammenhang mit dem gegenüber älteren Anlagen geänderten BE-Aufbau bei Konvoi-Anlagen nicht aus, zumal Modell-

rechnungen des Herstellers einen Anstieg des Verbiegungspotenzials mit der Anzahl der Brennstäbe in einem BE nahelegten. Es wurde vermutet, dass die geringere Steifigkeit der 18x18-BE auf die bei diesem BE-Typ gegenüber dem älteren 16x16-Typ verringerten Hüllrohrdurchmesser und –wanddicken zurückzuführen ist.

Die sicherheitstechnische Bedeutung der Frettingschäden wurde durch die GRS als gering eingeschätzt /GRS 94/. Einschränkungen der Abschaltsicherheit sowie eine Überschreitung von technischen Auslegungsgrenzwerten, z. B. durch die infolge der Verbiegungen vergrößerten Wasserspalte zwischen benachbarten BE, wurden nicht gesehen. Es wurde jedoch auf die betriebliche Bedeutung und den systematischen Charakter der Fehler hingewiesen.

Ab 1991 wurde damit begonnen, durch Umsetzung verschiedener konstruktiver Maßnahmen das Verbiegungspotenzial der 18x18-BE zu verringern. Diese Maßnahmen wurden mit den BE eines Typs eingeführt, bei denen sich die AH gegenüber den älteren AH-Modellen durch abgeflachte AH-Ecken und vergrößerte Gleitflächen auszeichnen. Darüber hinaus sind die AH dieser BE mit Versteifungsrohren und einer Hartmetall-Beschichtung (Titannitrid TiN) versehen. Seit Einführung dieser Maßnahmen sind in den Konvoi-Anlagen keine Ereignisse infolge AH-Eckenfretting bekannt geworden.

2.2.2.4.3 Schäden an AH-Federn

AH-Federn haben die Aufgabe, die BS in der BE-Struktur zu fixieren. Ihre mechanische Integrität ist notwendig, um BS-Schäden durch Reibkorrosion (Fretting) infolge der Wechselwirkung zwischen AH und HR zu vermeiden.

BE des Herstellers A

Über Schäden an AH-Federn in BE der Fa. A wurde in den Jahren 1988/1989 in drei meldepflichtigen Ereignissen berichtet. Bei einem Ereignis in einer Anlage (1988) wurde bei der Überprüfung der Federkräfte AH-Federn im untersten AH eines BE festgestellt, dass an drei Zellen eine Lötnaht über eine Strecke von ca. 3 mm mechanisch eingerissen war. Es wurde vermutet, dass die Schäden durch das Werkzeug zur Rekalibrierung der AH-Federn verursacht wurden. Die Konstruktion des Werkzeugs wurde geändert. Bei einem weiteren Ereignis in derselben Anlage kam es zu einem BE-Defekt durch AH-Fretting im Bereich des untersten AH, der anscheinend die Folge eines Verlustes der Federkraft war. Die Ursache des Federkraftverlustes ist nicht be-

kannt. Die AH wurden konstruktiv geändert und die Federkraftprüfung optimiert. Beim Anheben eines BE mit dem Doppelgreifer in einer anderen Anlage verhakte der unterste AH des angehobenen BE mit dem zweiten AH des diagonal benachbarten BE. Hierbei kam es zu mechanischen Schäden an den AH beider BE. Eine AH-Feder des Nachbar-BE wurde verbogen und möglicherweise eingerissen. Die Ursache für den Schaden war eine ungünstige Schrittfolge, die vorsah, zwei benachbarte BE ohne gegenseitige Führung durch die Zentrierglocke aus dem RDB zu entladen. Die Schrittfolge beim BE- und Entladen wurde optimiert.

BE des Herstellers B

In den Jahren 1994 und 1996 wurde von einer Anlage über defekte BS in 16x16-20 BE der Fa. B auf verschiedenen BS-Positionen im Bereich des untersten AH berichtet. Die betroffenen BS wiesen durchgehende Reibkorrosionsmarken im Bereich der untersten AH und oberhalb davon Sekundärschäden in Form von Beulen, Rissen und Löchern auf. Als Ursache wurde Reibkorrosion im AH infolge unzureichender Federkraft genannt. Die Ursache für den Federkraftverlust wurde nicht angegeben. Die Untersuchungsergebnisse nach dem erstmaligen Auftreten deuteten zunächst auf einen fertigungsbedingten Einzelfehler – möglicherweise im Zusammenhang mit Problemen bei der Qualitätssicherung – hin.

Nach dem wiederholten Auftreten der Problematik im Jahr 1996 wurde durch Endoskopieren der defekten AH-Zellen an zwei BE festgestellt, dass der Schaden durch eine Vorschädigung der AH-Zellen bei der integralen Prüfung der AH („Pinning“) verursacht wird. Bei dem sogenannten "Pinning" handelt es sich um eine Prüfung im Rahmen der Herstellung der AH in einem Werk der Firma B in den USA: Es werden 236 Pins gleichzeitig in den AH gesteckt, um die Federkräfte zu prüfen. Das Pinning-Verfahren wurde bis zur Serie 20 angewendet. Ab der 21. Serie erfolgte die AH-Fertigung in Deutschland. Ab da wurde das Pinning-Verfahren durch eine 100 %-Federkraftmessung an den einzelnen Federn der untersten AH-Ebene ersetzt. Seitdem wurden keine derartigen Schäden mehr gemeldet.

AH-Federn der Hersteller C und D aus Alloy 718

In den Jahren 1994 - 1996 kam es in verschiedenen Vor-Konvoi-Anlagen zu systematischen Schädigungen von AH-Federn der Fa. C und D in Form von Anrissen und Brüchen durch ISPrK. Die betroffenen BE der Fa. C waren mit Zircaloy-AH mit Alloy 718

Federn in allen Ebenen ausgestattet. Betroffene AH der Fa. D waren einschließlich der AH-Federn aus Alloy 718 gefertigt. Die Schäden beschränkten sich ausschließlich auf die unterste AH-Ebene und führten zu einem Verlust der Federkraft, wodurch es zu teilweise wanddurchdringenden Frettingschäden an den BS im Bereich des untersten AH kam. In Einzelfällen von BE der Fa. C wurde auch von massiven Sekundärschäden (Beulen, Risse, fehlende HR-Endstopfen) im oberen Bereich der BS berichtet. Zu dieser Thematik wurde eine WLN erstellt.

Die ISpRK der Federn aus dem Werkstoff Alloy 718 wurde durch eine ungeeignete, die Ausscheidung intermetallischer Phasen auf den Korngrenzen (Delta-Phasen) begünstigende Wärmebehandlung in Verbindung mit einer ungeeigneten Spannungsauslegung der Federn ermöglicht.

In den betroffenen Anlagen erfolgte als mittelfristige Maßnahme eine Umrüstung der BE der Fa. C auf alte betriebsbewährte Inconel-AH. Die Einsatzzeit der BE der Fa. D wurde auf maximal drei Zyklen beschränkt. Als langfristige Maßnahme verringerten beide Hersteller die Zugspannungen in den Federn durch Konstruktionsänderungen und erreichten durch Modifikation des Wärmebehandlungsprozesses eine ausscheidungsarme Mikrostruktur des Werkstoffs.

An den modifizierten AH beider Hersteller wurden 1999 in einer Anlage systematische Anrisse und Brüche an den AH-Federn des untersten AH aus dem Werkstoff Alloy 718 gefunden. Betroffen waren zwei BE Fa. D der zweiten und dritten Standzeit sowie ein Vorläufer-BE der Fa. C in dritter Standzeit. Das BE der Fa. D der dritten Standzeit wies einen defekten BS mit Frettingschaden im Bereich des untersten AH auf. Bei den übrigen BE wurden keine Hinweise auf Frettingschäden gefunden. Als Schadensursache wurde ISpRK ermittelt. Untersuchungen zeigten, dass das Gefüge weitgehend frei von Delta-Phasen-Ausscheidungen war. ISpRK war somit unabhängig vom Ausscheidungszustand aufgetreten. Das unerwartete Auftreten der ISpRK wurde auf eine – trotz oben genannter Optimierungsmaßnahmen – zu hohe Spannungsausnutzung der Federn zurückgeführt.

2.2.2.5 Niederhaltefedern (NHF)

Niederhaltefedern (NHF) sind als Druckfedern ausgeführt und befinden sich in den BE-Köpfen (acht Federn pro BE-Kopf). Sie wirken mit dem Eigengewicht der BE den Auf-

triebskräften infolge der Strömung des Primärkühlmittels entgegen und haben als weitere Aufgaben, ein unzulässiges Abheben der BE vom unteren Kerngerüst im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen zu vermeiden sowie die Funktion der Schnellabschaltung sicherzustellen. Außerdem werden die durch Temperatur und Strahlung bedingten Abstandsänderungen zwischen den BE und der oberen Kerngitterplatte ausgeglichen.

Im Jahr 1988 wurden in einer Anlage bei zehn BE der gleichen Nachladung insgesamt 47 lose Federbeine der BE-Niederhalterung gefunden. Die Bolzen, mit denen die Federbeine in die BE-Kopfplatte eingeschraubt sind, waren im Bereich eines zylindrischen Querstiftes gebrochen. Als Schadensursache wurde SpRK im Gewinde der aus Alloy X-750 bestehenden Bolzen vermutet. Die gebrochenen Federbeine wurden durch eine Neukonstruktion ersetzt, die sich durch einen besseren Kraftschluss des Montageanziehdrehmoments auf den Gewindezapfen auszeichnete. Die neuen Federbeine wurden auch bei der Fertigung neuer BE eingesetzt.

In einer Anlage wurden im Jahr 2012 zahlreiche (ca. 120) Brüche an BE-NHF aus Alloy X-750 festgestellt. Betroffen waren BE mit Stahlführungsrohren der ersten und zweiten Standzeit, die von einer Ausnahme abgesehen mit NHF aus zwei Federdrahtchargen bestückt waren. In den betroffenen BE wurden bis zu acht Brüche gefunden, die sich auf verschiedene NHF verteilten. Einzelne NHF wiesen bis zu drei Bruchstellen auf. Im gleichen Jahr wurden in einer anderen Anlage Übertragbarkeitsprüfungen an 34 BE desselben Typs mit Stahlführungsrohren durchgeführt, darunter 14 BE, die mit den in der oben genannten Anlage auffälligen Federdrahtchargen bestückt waren. An zwei dieser BE wurde in jeweils einer Feder ein Bruch detektiert. Die übrigen eingesetzten Federdrahtchargen zeigten keine Auffälligkeiten. Diese Schäden waren Anlass für eine WLN.

Die Schadensursache war in allen Fällen ISpRK ausgehend vom Innenradius der Federn. Die Federn aus den beiden betroffenen Chargen zeichneten sich u. a. durch Oberflächenaufrauungen und aus der Herstellung stammende kleine interkristalline Oberflächenangriffe mit einer maximalen Tiefe von 20 - 35 µm aus, die die Ausbildung der SpRK zusätzlich begünstigten. Es wurde darauf hingewiesen, dass die NHF von BE mit Stahlführungsrohren im Vergleich zu NHF von BE mit Zircaloy-Führungsrohren beim Ersteinsatz eine höhere Federspannung erfordern, um die Relaxation während der gesamten Einsatzzeit zu kompensieren. So lag die betriebliche Spannung in den betroffenen Federn nur geringfügig unter der für den eingesetzten Werkstoff zulässigen

Spannung von 485 MPa. Bei BE mit Zircaloy-FR kann die Federspannung geringer ausfallen, da die Relaxation der NHF teilweise durch das strahlungsinduzierte Wachstum der FR kompensiert wird, während Stahl-FR kein signifikantes strahlungsinduziertes Wachstum zeigen.

Bei einem älteren Ereignis in einer anderen Anlage im Jahr 1988 war ebenfalls ein Bruch einer NHF aus Alloy X-750 mit gleicher Bauart infolge ISpRK aufgetreten. Die Bruchlage, das Erscheinungsbild und die interkristalline Bruchstruktur waren mit den späteren, oben beschriebenen Fällen vergleichbar. Weitere Untersuchungen waren damals nicht durchgeführt worden. Aus anderen deutschen Anlagen sind bislang keine Schäden an NHF bekannt geworden. In diesen werden entweder BE mit Stahlführungsrohren und NHF aus Alloy 718 oder BE-Typen ohne Stahlführungsrohre mit anders konstruierten NHF aus Alloy X-750 verwendet.

Die sicherheitstechnische Bedeutung gebrochener NHF ist nach Ansicht der GRS gering. Die BE können bei einem unterstellten Bruch einer oder mehrerer NHF ihre Lage aus geometrischen Gründen nicht verlassen. Eine seitliche Justierung ist durch die BE-Zentrierstifte auch beim unterstellten Aufschwimmen der BE gegeben. Eine potenzielle sicherheitstechnische Bedeutung ergibt sich durch lose Teile im Reaktorkühlkreis, die zu Fretting-Schäden an DE-Heizrohren oder an einzelnen Brennstäben sowie in ungünstigen Fällen zur Behinderung des vollständigen Einfalls von Steuerstäben führen können.

Zu den oben beschriebenen Vorkommnissen wurde eine WLN erstellt. Es wurde empfohlen, an allen BE mit Stahlführungsrohren und NHF aus Alloy X-750 Sichtprüfungen zur Feststellung von Brüchen an den NHF vorzunehmen. NHF aus den auffälligen Federdrahtchargen sollten nicht mehr eingesetzt werden. Für BE mit Stahlführungsrohren wurde die Erstellung eines Prüfkonzeptes empfohlen. Ferner wurde empfohlen, die Vorgaben in den Spezifikationen an Auslegung, Konstruktion und Fertigung der BE-NHF so zu optimieren, dass vergleichbare Schäden vermieden werden.

Als Abhilfemaßnahme wurden neue Federbeine eingesetzt. Zur Reduzierung des Spannungsniveaus der Druckfedern wurde die Anzahl der Federwindungen von 32 auf 30 reduziert und die Federlänge der ungespannten Federn von 247 mm auf 236 mm verringert. Die neuen Federn sind aus dem Werkstoff Alloy 718 gefertigt, der eine verbesserte Beständigkeit gegen SpRK zeigt. Wesentliche Voraussetzung, um das Spannungsniveau der Federbeine in BE mit Stahlführungsrohren zu reduzieren, war die Ein-

führung des Anfahrens mit drei HKMP bei Kühlmitteltemperaturen unter 250 °C. Bei dieser Fahrweise ergeben sich niedrigere Strömungskräfte, die zu einer Reduzierung der erforderlichen Niederhaltekräfte führen.

2.3 Betriebserfahrung mit Brennelementen in ausländischen Anlagen

Die Auswertung der Betriebserfahrung mit BE in ausländischen Anlagen erfolgte anhand einer Recherche in der Datenbank des International Reporting System (IRS). Das IRS wurde 1980 von der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEA) und der Kernenergieagentur der OECD (Nuclear Energy Agency – NEA) ins Leben gerufen, um den internationalen Austausch von Betriebserfahrungen zu erleichtern. Alle Staaten mit Kernkraftwerken nehmen am IRS teil. Kern des IRS ist eine von IAEA und NEA gemeinsam betriebene Datenbank. In dieser Datenbank werden Berichte über solche Ereignisse in Kernkraftwerken gesammelt, die relevant für die Sicherheit des Betriebs waren und auch bedeutend für andere Kernkraftwerke sein könnten. Die Berichte enthalten eine detaillierte Beschreibung des Ereignisses und der betroffenen Anlage sowie eine Bewertung, in der u. a. die sicherheitstechnische Bedeutung des Ereignisses und dessen Ursachen dargelegt werden. Die Meldekriterien des IRS sind derart, dass im Vergleich zu nationalen Meldekriterien nur Ereignisse mit höherer sicherheitstechnischer Bedeutung erfasst werden.

Die wichtigsten, im Rahmen der Recherche identifizierten Vorkommnisse mit Relevanz für das Vorhaben werden nachfolgend bauteilspezifisch und getrennt nach DWR und SWR beschrieben. Ereignisse an WWER-BE werden hier nicht betrachtet.

2.3.1 Anlagen mit DWR

2.3.1.1 Brennstäbe

- Fremdkörperfretting

Ein besonders gravierender Fall von Fremdkörperfretting ereignete sich 1989 in einer US-amerikanischen Anlage. Etwa 1.5 % aller BS im Kern wiesen Frettingschäden auf, wobei hauptsächlich BS von BE in den äußeren Kernzonen betroffen waren. Die Schädigungen, kleine lochförmige Wanddurchdringungen, konzentrierten sich im unteren Bereich der BS bis zum ersten AH. Ursache war eine Reparatur der Stützkonstruktion des thermischen Schildes in der vorangehenden Revision, bei der Fremdkörper in Form von Metallspänen und fingernagelgroßen Metall-Chips in den RDB eingetragen und nicht wieder entfernt wurden.

In einer belgischen Anlage kam es im Jahr 2004 ebenfalls zu BS-Defekten durch Fremdkörperfretting. Die in den Kern eingetragenen Fremdkörper stammten von einer Spiraldichtung eines Ventils im Sicherheitseinspeisesystem. Bemerkenswert war, dass die Schäden trotz Vorhandensein von Fremdkörperfiltern in den BE-Füßen (Maschenweite: 3,65 mm) eintreten konnten. Das zeigt, dass die Wirksamkeit der Fremdkörperfilter nicht immer gegeben ist.

- Baffle jetting

Über das IRS-System sind mehrere Meldungen zum Thema baffle jetting herausgegeben worden, wobei die überwiegende Mehrzahl der Fälle aus den 1980er Jahren stammt und Anlagen eines US-amerikanischen Herstellers betrifft. Die Anfälligkeit dieser Anlagen für baffle-jetting wird bedingt durch spezifische Design-Merkmale der RDB-Einbauten und der dadurch bedingten Richtung der sogenannten Bypassströmung in Verbindung mit einer relativ hohen Druckdifferenz über die Kernumfassung. Durch Umsetzung verschiedener Maßnahmen wurde das Problem ab Ende der 1980er Jahre weitgehend eingegrenzt. Bei den neueren Fällen von baffle-jetting in Anlagen dieses Herstellers waren Anlagen betroffen, bei denen man davon ausgegangen war, dass sie ein niedriges Risiko für baffle-jetting haben. Es wird vermutet, dass in diesen Anlagen die Bedingungen für baffle-jetting durch Alterungsmechanismen geschaffen wurden. Demnach kam es infolge alterungsbedingter Veränderungen der Kernumfassungsbleche und -schrauben (strahlungsinduzierte(s) Relaxation, Kriechen und Schwellen) zu einer Vergrößerung der Spaltöffnungen zwischen den Kernumfassungs-

blechen. Demzufolge steigt das Risiko für baffle-jetting mit dem Alter der RDB-Einbauten. In den betroffenen Anlagen erwies sich eine sogenannte „upflow conversion“ als wirkungsvoll. Dabei wird durch Änderungen an den RDB-Einbauten die Richtung der Bypassströmung umgekehrt.

2.3.1.2 Steuerstabführungsrohre

Mitte der 90er Jahre sind von mehreren ausländischen DWR-Anlagen Ereignisse mit BE-Verbiegungen bekannt geworden, darunter in Schweden, USA, Frankreich, Belgien und Spanien.

Die betroffenen BE zeigten in der Regel ein C- oder S-förmiges Profil auf, in Einzelfällen wurde auch von W-förmigen Verbiegungen berichtet. S-förmige BE-Verbiegungen sind bei Abbränden um 30.000 MWd/t und höher aufgetreten und führten vielfach zum nicht vollständigen Einfall von SE während Falltests oder Reaktorschnellabschaltungen. Die zugehörigen SE klemmten meist im Bereich des Führungsrohrstoßdämpfers.

Die Ursachen und Mechanismen, die zur Verbiegung von BE geführt hatten wurden als „extrem komplex“ und „nicht vollständig verstanden“ beschrieben. Umfangreiche Untersuchungen ergaben, dass die beiden möglicherweise voneinander abhängigen Phänomene „strahlungsinduziertes Kriechen des gesamten BE“ und „strahlungsinduziertes Kriechen von (einzelnen) Steuerstabführungsrohren“ für BE-Verbiegungen maßgeblich sind. Als Faktoren, die Einfluss auf das strahlungsinduzierte Kriechen haben, wurden genannt: axiale Kraft auf die BE, Führungsrohr- und Brennstabwachstum, Anfangsverformung, Abbrand, laterale Steifigkeit der BE, Kriecheigenschaften des Werkstoffs, Einwirkung von seitlichen hydraulischen Kräften, Einfluss von benachbarten und bereits verbogenen BE.

Die aufgetretenen Fälle von BE-Verbiegungen wurden häufig mit einer gegenüber den Vorgängermodellen verminderten Steifigkeit des BE-Skeletts sowie einer für die Steifigkeit zu hohen Federkraft der BE-Niederhaltefedern erklärt. Für diesen Ansatz sprach die Tatsache, dass technische Änderungen an den BE selbst, darunter Herabsetzung der Federkraft und Erhöhung der Steifigkeit des Skeletts, dazu geführt haben, dass nach Umsetzung dieser Maßnahmen für längere Zeit keine starken Verbiegungen mehr bekannt geworden sind.

Zuletzt sind im Jahr 2010 Fälle von BE-Verbiegungen aus einer französischen Anlage bekannt geworden. Bei einem Fallzeittest erreichten zwei Steuerelemente die untere Endstellung nicht. Die betroffenen Steuerelemente hatten sich im Führungsrohrstoßdämpfer verklemmt. Einige weitere Steuerelemente wiesen verlängerte Einfallszeiten auf. Die zugehörigen BE waren seit zwei BE-Zyklen im Einsatz und hatten einen Abbrand von ca. 32.000 MWd/t. Gerademessungen an allen 205 BE ergaben BE-Verbiegungen mit Amplituden bis zu ca. 20 mm. Die betroffenen BE hatten sich zum Teil S- oder W-förmig verbogen.

Die Verformungen wurden im Zusammenhang mit hydraulischen und mechanischen Belastungen gesehen, die während des Betriebes auf die BE wirken. Eine endgültige Klärung der Ursache für die in der betroffenen Anlage im Vergleich zu anderen französischen Reaktoren der gleichen Serie erheblichen Verformungen liegt bislang nicht vor.

In der Anlage sollen die Verformungen bei der Beladepaltung berücksichtigt werden. Außerdem wurden die BE-Köpfe zur Reduzierung der Niederhaltekräfte modifiziert. Weitere konstruktive Maßnahmen zur Erhöhung der BE-Steifigkeit werden derzeit untersucht.

2.3.1.3 Abstandhalter

In einer Information Notice der NRC /NRC 12/ wird darauf hingewiesen, dass die Knickfestigkeit von AH-Gittern im Laufe der Einsatzzeit eines BE unter Strahlungseinfluss sinken kann. Infolgedessen könnten die AH-Gitter unter externen Belastungen bei Erdbeben und Kühlmittelverluststörfällen versagen wodurch Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit des Reaktorkerns in Frage gestellt wären. Bekanntermaßen nimmt die Festigkeit unter Strahlungseinfluss im Laufe der Einsatzzeit zu, während die Zähigkeit abnimmt. Im Rahmen der BE-Auslegung wird angenommen, dass die nachteilige Reduktion der Zähigkeit durch die Festigkeitszunahme (mindestens) kompensiert wird. Bei den Spannungs- und Stabilitätsanalysen werden daher die Werkstoffkennwerte des unbestrahlten Werkstoffs zugrunde gelegt, da diese als abdeckend für die gesamte Einsatzzeit erachtet werden. In /NRC 12/ wird diese Annahme – mit Bezug auf Betriebserfahrungen von Framatome ANP – in Frage gestellt. Diese Erkenntnis ist unabhängig vom Reaktortyp, d. h. sie ist grundsätzlich auch für SWR relevant.

2.3.1.4 AH-Federn

In einer brasilianischen Anlage kam es 1993 aufgrund eines ungünstigen Designs der AH-Federn zu einer Federkraftreduktion im Betrieb. Dies führte zu mehr als 60 BS-Defekten in einer größeren Anzahl von BE durch AH-Fretting. Als Abhilfe wurde ein neues Federdesign mit optimierter Geometrie und höherer Anfangsfederkraft eingeführt. Das Design der Mischfahnen, das entscheidenden Einfluss auf strömungsinduzierte Schwingungen der BS hat, blieb aber unverändert.

In der gleichen Anlage wurden 1997 erneut defekte BS aufgrund von Fretting in den AH beobachtet, die höchstwahrscheinlich durch abnormale strömungsinduzierte BS-Schwingungen verursacht wurden. Die Schwingungen wurden im Zusammenhang mit dem ungünstigen Design der Mischfahnen gesehen. Ein Federkraftverlust wie 1993 lag nicht vor. Daher wurde gefolgert, dass o.g. Designänderungen seinerzeit zwar den Widerstand gegen strömungsinduzierte Schwingungen erhöhten, die Ursache der Schwingungen jedoch nicht beseitigt hatten. Demnach waren seinerzeit Abhilfemaßnahmen ergriffen worden, obwohl der Schädigungsmechanismus nicht vollständig verstanden war. Entsprechend erwiesen sich diese Maßnahmen als nicht effektiv.

In einer französischen Anlage ereignete sich 2001 der bis dahin schwerwiegendste Fall von BE-Schäden in Frankreich: 93 BS in 28 BE wiesen Defekte auf, und zwar jeweils einen Primärschaden durch AH-Fretting im Bereich des unteren AH sowie mehrheitlich massive Sekundärschäden durch Hydrierung. Die betroffenen BE waren in ihrer ersten Standzeit unauffällig geblieben. Die Fretting-Schäden traten erst in der zweiten bzw. dritten Standzeit auf. Ursachen waren strömungsinduzierte BS-Schwingungen und eine ungenügende Federkraft, die wahrscheinlich Folge einer schwankenden Herstellerqualität und/oder einer Relaxation der AH-Federn war. Als Vorkehrung wurde ein zusätzlicher AH im unteren Bereich eingesetzt, um den Widerstand gegen strömungsinduzierte Schwingungen zu erhöhen.

2.3.2 Anlagen mit SWR

2.3.2.1 Brennstäbe

- Schattenkorrosion

In der schweizerischen Anlage Leibstadt wurden 1997 systematisch erhöhte Oxidschichtdicken bis zu 450 µm an BS-HR im Bereich der unteren Inconel-AH festgestellt/HSK 98/. Die betroffenen BE waren von Typ SVEA-96 des Herstellers ABB und wiesen vier bzw. fünf Standzeiten auf. Es handelte sich um BE, die Teil eines Vorläuferprogramms für Hochabbrand waren. Die erhöhte Oxidschichtdicke wurde im Rahmen der begleitenden Inspektionen zum Vorläuferprogramm entdeckt. Die höchsten Oxidschichtdicken wurden unterhalb der untersten vier AH gemessen.

Nach /ZWI 06/ wurde das Problem wahrscheinlich verursacht durch die Kombination spezieller Wasserchemiebedingungen und eines HR-Materials, das bei hohem Abbrand zu beschleunigter Korrosion neigte. Galvanische Korrosion, thermische Einflüsse und Einflüsse der Beta-Strahlung konnten ausgeschlossen werden. In /HSK 01/ wird als beitragender Faktor ein zu niedriges Fe/Zn-Verhältnis im Speisewasser in den beiden vorangehenden Zyklen in Betracht gezogen. Dieser Eisenmangel war Folge verschiedener gezielt eingeleiteter Maßnahmen zur Änderung der Wasserchemie. Die Erhöhung des Fe/Zn-Verhältnisses in den darauffolgenden Zyklen führte zu einer Reduktion der Oxidschichtdicken. Als Vorkehrungen wurden die HR neuer BE autoklaviert (voroxidiert) und ein neues Hüllrohrmaterial mit geringerer Neigung zu Flächenkorrosion verwendet /HSK 01/.

1997 wurden in einer finnischen Anlage Fälle von Schattenkorrosion an BS-HR unter den untersten AH bekannt. Die betroffenen BE wiesen vier Standzeiten im Kern auf. Die maximale Oxidschichtdicke betrug 200 µm. Die Schattenkorrosion trat selektiv an einem bestimmten, nicht näher charakterisierten BS-Typ auf, was als Hinweis auf eine herstellungsbedingte Ursache gewertet wurde. Als weitere mögliche Ursache wurde ein Einfluss der Wasserchemie auf die Schattenkorrosion in Betracht gezogen. Es wurde vermutet, dass das Phänomen der Schattenkorrosion wahrscheinlich vom Eisengehalt im Kühlmittel abhängt. Der Eisengehalt des Speisewassers war seit 1992 reduziert worden. Eine Zinkdosierung wie in Leibstadt war nicht erfolgt. Der Eisenmangel war in diesem Fall vielmehr durch ein zu niedriges Fe/Ni-Verhältnis charakterisiert.

Auch aus der Schwedischen Anlage Forsmark-3 sind Fälle von Schattenkorrosion mit ähnlichen Schichtdicken unter AH bekannt geworden /HSK 01/.

- Herstellungsfehler

In einer schweizerischen Anlage Leibstadt wurden im Jahr 1994 Fälle von betrieblichen BS-Schäden bekannt, die Folge von Herstellungsfehlern waren. Betroffen waren einige Chargen von verschiedenen BE-Typen eines Herstellers, die vor 1989 hergestellt worden waren. Einzelne BS waren als Folge von Sekundärschäden auf einer Länge von bis zu 85 cm aufgerissen. Die als „sharp flaws“ bezeichneten Primärschäden lagen im Bereich von Herstellungsfehlern, die vermutlich im Rahmen des Herstellungsschritts „tube reduction“ eingebracht worden waren. Rissinitiierung und Rissfortschritt standen im Zusammenhang mit SE-Bewegungen. Es wurde davon ausgegangen, dass hohe Umfangsspannungen an dieser Stelle zusammen mit einer lokalen Leistungserhöhung durch SE-Bewegung zu Rissinitiierung und -wachstum im Betrieb geführt haben. Zur Verbesserung des Sekundärschadensverhaltens wurde die Zusammensetzung des HR-Werkstoffs durch Erhöhung des Eisengehalts im Zirconium-Liner von 200 ppm auf 300 - 500 ppm optimiert und die Bruchzähigkeit des Werkstoffs erhöht. Zudem wurde die Qualitätssicherung bei der BS-Herstellung durch Verbesserung der UT-Inspektionseinrichtung optimiert.

2.3.2.2 Abstandhalter

In einer japanischen Anlage wurde bei BE-Inspektionen festgestellt, dass bei zwei BE jeweils mehrere AH sich aus ihrer Position nach oben verschoben hatten. Ursache war eine Beschädigung der Punktschweißungen der AH an den Wasserstäben, die durch eine mechanische Einwirkung bei der Montage des BE-Kastens erfolgt war. Das Bekasten der betroffenen BE war nach einer zuvor durchgeführten BE-Inspektion nötig geworden. Die axiale Verschiebung der AH aus ihrer Position war durch Einwirkung der Kühlmittelströmung im Betrieb erfolgt. Als Abhilfemaßnahmen wurden die Prozeduren beim Bekasten optimiert, Personalschulung durchgeführt und eine Überwachung des Bekastens durch eine Unterwasserkamera realisiert.

2.3.2.3 BE-Kasten

In einer schwedischen Anlage kam es im Jahr 1987 bei einer Leistungserhöhung zu BS-Defekten mit Brennstoffverlust, deren Ursache im Kontext mit Verbiegungen von

BE-Kästen stand. Betroffen war eine Kernzelle im Kernzentrum bestehend aus zwei diagonal angeordneten hochabgebrannten BE mit wiederverwendeten Kästen und zwei diagonal angeordneten frischen BE. Die Verbiegung der Kästen der hochabgebrannten BE (Biegeamplitude: 7 mm) führte zu großen Wasserspalten innerhalb der betroffenen Kernzelle, da sich die Kästen vom SE weg verbogen hatten. Dies führte wiederum zu erhöhten lokalen Stableistungen von BS, die in der dem SE-Kreuz zugewandten BE-Ecke der beiden frischen BE positioniert waren. Die Folge war eine Überschreitung der kritischen Wärmestromdichte und ein Austrocknen der Heizflächen bei diesen BS, mit der Folge einer exzessiven HR-Oxidation.

Die wesentliche Erkenntnis aus dem Ereignis war, dass der Fehlermechanismus im Zusammenhang mit der Wiederverwendung von Kästen stand, die eine Tendenz zu beschleunigter Verbiegung bei hohem Abbrand aufzeigten und dass der Effekt größerer Wasserspalte auf die kritische Wärmestromdichte bei Mischkernen mit alten und neuen BE-Kästen nicht berücksichtigt wurde. Der gleiche Sachverhalt wird in einer weiteren IRS-Meldung behandelt.

2.3.2.4 Tragstruktur

Im Dezember 2012 kam es während des BE-Wechsels in einer taiwanesischen Anlage beim Ziehen eines BE aus dem Kern zum Bruch der Tragstruktur eines BE. Untersuchungen ergaben, dass die Tragstruktur dieses BE im Bereich des Verbindungsstabes gebrochen war. Der betroffene Verbindungsstab besteht aus einem austenitischen Werkstoff (304L) und ist in das obere Ende des Wasserkanals aus der Zirconiumlegierung Zircaloy-4 eingeschraubt. Als Schädigungsmechanismus wurde SpRK im Gewindebereich des Verbindungsstabes angegeben. Das betroffene BE wies zum Zeitpunkt des Ereignisses eine Einsatzzeit von drei Zyklen auf.

2.4 Analyse der Prüf- und Überwachungsmaßnahmen von Brennelementen bei Herstellung und Betrieb

Die verschiedenen aus Zr-Legierungen bestehenden Produkte wie z. B. die Mehrheit der BE-Bauteile werden nach herstellereigenen Spezifikationen hergestellt. Im Allgemeinen folgen diese Spezifikationen den generischen Anforderungen, die in den Regeln der American Society for Testing Materials (ASTM) festgeschrieben sind. Aufgrund der Bedeutung von BE-Schäden für Sicherheit und Betrieb von KKW kommt der

Qualitätssicherung im Rahmen der BE-Herstellung eine Schlüsselrolle zu. Entsprechend sind die Qualitätsanforderungen sehr hoch. Diese betreffen verschiedene Aspekte der BE-Herstellung wie das Herstellerwerk, Zulieferer, Produktionslinien, Herstellungsprozesse, Personal und das eigentliche Produkt /SLA 13/. Wesentlich für die Produktqualität sind Aspekte wie Maßhaltigkeit, Funktionalität sowie Werkstoff- und Herstellungsqualität. Diese werden herstellungsbegleitend durch Qualitätsprüfungen im Rahmen des Qualitätssicherungssystems des Herstellers überprüft. Die meisten Prüfmethoden, die im Rahmen der Qualitätsprüfungen in den einzelnen Schritten der BE-Herstellung zum Einsatz kommen, wurden durch ASTM, das American National Standards Institute (ANSI) oder durch entsprechende nicht US-amerikanische Institutionen standardisiert /RUD 00/, /IAEA 15/.

In den Reaktorkernen von DWR und SWR befinden sich zehntausende BS. Bei einer solch hohen Anzahl kann trotz extrem hohen Qualitätsanforderungen an die Herstellung nicht ausgeschlossen werden, dass es zu betrieblichen Undichtigkeiten in einzelnen BS kommt. Aufgrund der Auslegung der deutschen Kernkraftwerke ist der Weiterbetrieb der Anlagen mit einzelnen defekten BS zwar möglich, jedoch ergeben sich durch undichte BS einige ungünstige betriebliche und/oder sicherheitsrelevante Folgen. So führt eine Freisetzung radioaktiver Nuklide aus den defekten BS unweigerlich zu einer erhöhten Kontamination der Kreislaufkomponenten, was sich nachfolgend auf die Strahlenbelastung des Personals auswirken kann. Bei größeren BS-Schäden ist ein Anstieg der Aktivitätsabgaben des Kraftwerks über die vorgesehenen Abgabepfade nicht ausgeschlossen (z. B. Fortluftkamin, Abwasser). Ebenso kann eine Erhöhung der Aktivität des radioaktiven Abfalls sowie langfristig der Abfallmengen eintreten.

Aufgrund des Vorgenannten sind eine sorgfältige Qualitätssicherung bei der BE-Herstellung einerseits und eine rechtzeitige Feststellung defekter BS im Betrieb andererseits von großer Bedeutung. Während des laufenden Betriebs deutet ein Anstieg der Spaltproduktaktivität im Primärkühlmittel auf BS-Undichtigkeiten hin. Bei einem defektfreien Kern wird die Kreislaufaktivität in erster Linie durch auf den Oberflächen von Primärkreislaufkomponenten abgelagerte Aktivierungsprodukte, darunter insbesondere Co-60 und Co-58 haltige Korrosionsprodukte, bestimmt. Eine weitere Quelle ergibt sich durch Spaltungen des Urans, das sich als Restkontamination aus der Herstellung auf den Außenoberflächen der BS-Hüllrohre befindet. Spaltprodukte können auch über Diffusionsvorgänge durch die BS-Hüllrohre in das Primärkühlmittel gelangen. Kommt es während des Betriebs zu BS-Undichtigkeiten, erhöht sich der Eintrag von Spaltproduk-

ten in das Kühlmittel, was zu einem zusätzlichen Anstieg der Dosisleistung im Reaktor-kühlkreislauf und den Hilfssystemen führt, der messtechnisch erfasst werden kann. Wesentlichen Einfluss auf die Aktivitätskonzentration im Kühlmittel hat außerdem die Kühlmittelreinigung. Im Allgemeinen wird die Kühlmittelreinigung während des Betriebs ständig mit einem konstanten Durchsatz betrieben. Bei Bedarf kann die Reinigungsrate erhöht werden.

In Kernkraftwerken sind daher unter dem Oberbegriff „Aktivitätsüberwachung“ Maßnahmen umgesetzt, von denen einige die Aufgabe haben, BS-Undichtigkeiten während des laufenden Betriebs festzustellen. So wird in SWR-Anlagen u. a. die Iod-Konzentration im Reaktorwasser und die Spaltgaskonzentration im Abgassystem während des Betriebs überwacht. Bei DWR-Anlagen stellt die Überwachung der Iod-Konzentration im Primärkreis die Basis für die Bewertung der BS-Integrität dar. Bei Überschreiten von Aktivitäts-Grenzwerten ist die Anlage innerhalb festgelegter Fristen abzufahren. Bei Undichtigkeiten des Primärkreises, der unmittelbar daran angeschlossenen Systeme oder bei BS-Schäden außerhalb des RDBs gelangt zusätzliche Aktivität in die Raumluft des Reaktorsicherheitsbehälters oder des Hilfsanlagegebäudes, die über die Raumüberwachung detektiert werden kann.

Registriert die Aktivitätsüberwachung einen Aktivitätsanstieg, der auf undichte BS hindeutet, müssen im nächsten Schritt die betroffenen BE identifiziert werden. Dies erfolgt in der Regel während planmäßiger oder vorzeitiger Anlagenstillstände, durch den sogenannten Sipping-Test. Beim Sipping-Test wird mittels Strahlungsdetektoren die Radionuklidfreisetzung aus einem BE in einen isolierten Behälter gemessen. Sind die schadhaften BE identifiziert, erfolgt anschließend eine Identifizierung der undichten BS im Rahmen der BE-Inspektion. Für die BE-Inspektion werden verschiedene Prüfverfahren, wie Sicht-, Ultraschall- und Wirbelstromprüfung genutzt.

Nachfolgend werden die Prüf- und Überwachungsmaßnahmen von BE bei Herstellung und Betrieb in KKW zusammengestellt. Für die Überwachung von BE im Betrieb existieren detaillierte Vorgaben im deutschen kerntechnischen Regelwerk.

2.4.1 Regelwerksanforderungen

Im Folgenden werden die Anforderungen des deutschen kerntechnischen Regelwerks, die geeignet sind eine Überwachung von BS-Defekten im bestimmungsgemäßen Betrieb sicherzustellen, zusammengestellt. Diese finden sich in den Sicherheitsanforde-

rungen an Kernkraftwerken /SIA 15/, den zugehörigen Interpretationen /INT 13/ sowie in verschiedenen Regeln des kerntechnischen Ausschusses KTA.

2.4.1.1 Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf)

In den SiAnf wird auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 als radiologisches Sicherheitsziel definiert, dass die Strahlenexposition des Personals unter allen Umständen auf ein Minimum beschränkt werden muss, auch unterhalb der vom Strahlenschutz geforderten Grenzwerte /SIA 15/. Darüber hinaus ist in den SiAnf /SIA 15/ festgeschrieben, dass die personellen, organisatorischen, räumlichen und apparativen Voraussetzungen gegeben sein müssen, um eine hinreichend genaue und zuverlässige Strahlenschutzüberwachung in der Anlage auf allen Sicherheitsebenen im erforderlichen Umfang gewährleisten zu können. Daraus leiten sich Anforderungen an die frühzeitige Erkennung von betrieblichen BS-Defekten ab, die in den Interpretationen /INT 13/ zu den SiAnf konkretisiert werden. Demnach müssen Maßnahmen getroffen werden und Einrichtungen vorhanden sein, durch die BS-Defekte erkannt werden können. Darüber hinaus wird zur Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage u. a. das Vorhandensein folgender Einrichtungen gefordert:

- ortsfeste Einrichtungen zur Messung der Konzentration radioaktiver Stoffe in Kreisläufen („Kreislaufüberwachung“),
- ortsfeste Einrichtungen zur Messung der Konzentration radioaktiver Stoffe in der Raumluft („Raumluftüberwachung“),
- ortsfeste Einrichtungen zur Messung der Ortsdosisleistungen („Ortsdosisleistungsüberwachung“) und
- geeignete Laboreinrichtungen zur Auswertung und Analyse radioaktiver Proben.

Für die Kreislauf-, Raumluft- und Ortsdosisleistungsüberwachung werden in den Interpretationen /INT 13/ weiterhin nachfolgende Festlegungen getroffen, die zur Erkennung von betrieblichen BS-Defekten geeignet sind.

Im Rahmen der Kreislaufüberwachung (auch Systemüberwachung) muss die Konzentration radioaktiver Stoffe in allen Systemen, die eine Barriere gegen deren Entweichen darstellen, überwacht werden, um eine Freisetzung frühzeitig festzustellen. Unzulässige Änderungen der Aktivität in Systemen müssen zuverlässig erkannt werden. Dies gilt auch für Systeme oder Systembereiche, die normalerweise keine Aktivität enthalten.

Die kontinuierliche Messung der Aktivitätskonzentration durch festinstallierte Messgeräte ist durch regelmäßige Proben zu ergänzen. Für den Hauptkühlmittelkreislauf, den unmittelbar mit ihm verbundenen Systemen und die Beckenkühl- und Reinigungskreisläufe kann die Überwachung durch ortsfeste Einrichtungen entfallen, wenn die Aktivitätskonzentration hinreichend häufig durch Probenahmen bestimmt wird. Tritt bei den kontinuierlichen Messungen zur Überwachung von Systemen eine Übertretung vorgegebener Schwellenwerte auf, ist eine Warnmeldung in der Warte auszulösen. Bei Anzeichen für eine erhöhte Aktivitätskonzentration sind zusätzliche Probenahmen durchzuführen.

Zur Raumluftüberwachung sind fest installierte Messeinrichtungen zur Überwachung von Räumen oder Raumgruppen des Kontrollbereichs vorzusehen, die vom Betriebspersonal regelmäßig betreten werden und in denen erhöhte Raumluftkontaminationen auftreten können. Diese Räume sind kontinuierlich auf möglicherweise auftretende Radionuklidgruppen zu überwachen. Dazu gehören Edelgase, Schwebstoffe und Iod. Bei Übertreten von Schwellenwerten müssen durch fest installierte Überwachungseinrichtungen Warnmeldungen ausgelöst werden /INT 13/. Das fest zu installierende System soll Hinweise auf die Begehrbarkeit überwachter Bereiche, den Anlagenzustand und die Integrität der Systeme geben.

Zur kontinuierlichen Überwachung der Ortsdosisleistungen in Kontrollbereichen ist ein ortsfestes System vorzusehen, das bei Überschreiten von Schwellenwerten Warnmeldungen auslöst. Die Messwerte dieses ortsfesten Systems sind vor Ort und in der Warte anzuzeigen und aufzuzeichnen. Die Messwerte sind auf die Überschreitung von Warnschwellen zu überwachen. Eine solche Überschreitung ist vor Ort und in der Warte optisch und akustisch zu signalisieren. Ortsfeste Dosisleistungsmessgeräte dieses Systems sind in solchen Bereichen der Anlage zu installieren, in denen Veränderungen der Ortsdosisleistung zu erwarten sind und Personen gewarnt werden müssen.

2.4.1.2 KTA-Regeln

Die übergeordneten Anforderungen in den SiAnf einschließlich der zugehörigen Interpretationen werden in den Regeln des kerntechnischen Ausschusses (KTA) weiter konkretisiert. Auf der Ebene der KTA-Regeln existieren spezifische Regelungen für die Ortsdosisleistungsüberwachung /KTA 10a/ und die Raumluftüberwachung /KTA 13a/ in KKW. Die Überwachung der Ortsdosisleistungsmessung mit festinstallierten Dosisleistungsmessgeräten bietet einen Überblick über die Ortsdosisleistungsverhältnisse in der

Anlage. Über die Ortsdosisleistungsüberwachung können defekte BS außerhalb des RDBs erkannt werden, wenn z. B. größere Mengen an Aktivität aus dem BE-Lagerbecken in die Raumluft gelangen.

Die Raumluftüberwachung dient dem Personenschutz und der Anlagenüberwachung. Hierzu wird mit Monitoren der mögliche Übertritt von Aktivitäten aus Systemen in die Raumluft und Kontaminationen der Raumluft überwacht. Die Raumluftüberwachung liefert u. a. Informationen über die Dichtheit von Systemen, wodurch eine Detektion defekter BS möglich ist. Zur Überwachung gasförmiger und aerosolgebundener Aktivität in der Raumluft von KKW werden aus den Raumgruppen Reaktorsicherheitsbehälter, Ringraum und Reaktorhilfsanlagegebäude Probeluftströme entnommen und Aktivitätsmessstellen zugeführt.

Eine spezifische KTA-Regel für die Kreislaufüberwachung existiert jedoch nicht. Eine Überwachung der BE hinsichtlich BS-Defekten erfolgt im Rahmen der routinemäßigen radiochemischen Betriebsüberwachung mittels nukleartechnischer Probenahmesysteme. Hierbei werden in festen Intervallen, z. B. dreimal pro Woche, die Iod-Konzentration im Reaktorwasser und die Edelgaskonzentration im Abgas vor der Abgasanlage gemessen. Bei Hinweisen auf BS-Defekten wird die Messfrequenz erhöht.

2.4.2 Prüf- und Überwachungsmaßnahmen von Brennelementen bei der Herstellung

Abgesehen vom Aspekt der Sicherheit hat die Qualität der BE enorme Bedeutung für den Betrieb eines KKW. So können Schädigungen an den BE zu einer Aktivitätsabgabe an das Kühlmittel führen, was zu Einschränkungen des Reaktorbetriebes führen kann. Damit können Kosten verursacht werden, die den Wert der BE bei Weitem übersteigen. Daher hat die Qualitätssicherung bei der BE-Fertigung einen besonders hohen Stellenwert. Hierbei ist zu beachten, dass in einer Massenproduktion wie der Herstellung von BE, insbesondere von BE-Bauteilen, nicht in allen Fällen eine 100 %-Prüfung möglich ist. Neben der Kontrolle der Herstellungsprozesse und der vollständigen zerstörungsfreien Prüfung von Bauteilen, die häufig vollautomatisiert als Stückprüfung durchgeführt werden, ist daher auch die Prüfung an Stichproben (Losprüfung) eine gängige Qualitätssicherungsmaßnahme, insbesondere bei zerstörenden Prüfungen. Die Erfahrung zeigt, dass diese Vorgehensweise mit Blick auf Qualität und Wirtschaftlichkeit angemessen ist /SLA 13/.

Die verschiedenen aus Zr-Legierungen bestehenden Produkte werden nach hersteller-spezifischen Spezifikationen hergestellt. Im Allgemeinen folgen diese Spezifikationen den generischen Anforderungen, die in den Regeln der American Society for Testing Materials (ASTM) festgeschrieben sind. Die meisten Prüfmethoden, die im Rahmen der Qualitätsprüfungen in den einzelnen Schritten der BE-Herstellung zum Einsatz kommen, wurden durch ASTM, das ANSI oder durch entsprechende nicht US-amerikanische Institutionen standardisiert /RUD 00/, /IAEA 15/.

Nachfolgend werden Prüf- und Überwachungsmaßnahmen, die als Teil der qualitätssichernden Maßnahmen im Rahmen der BE-Herstellung zum Einsatz kommen, zusammengestellt. Hierbei werden der Aufbau eines BE sowie die Funktion der einzelnen Bauteile als bekannt vorausgesetzt. Ein Überblick über Qualitätsprüfungen, die im Rahmen der Herstellung von BE-Bauteilen und deren Zusammenbau zu einem BE durchgeführt werden, findet sich in /IAEA 15/ und /RUD 00/. Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung bei der Fertigung und Montage von Erzeugnisformen, Bauteilen und Komponenten sind in der KTA 1401 /KTA 13b/ festgeschrieben.

2.4.2.1 Brennstab

Die Einzelteile eines BS, abgesehen von den Brennstoffpellets, sind: HR, oberer und unterer Endstopfen, Stützrohr, BS-Feder und Isoliertabletten. Nachfolgend werden die Qualitätsprüfungen an diesen Einzelteilen beschrieben.

Die **BS-HR** werden nach den einzelnen Herstellungsschritten mit verschiedenen Methoden geprüft. Die Qualitätsprüfungen an den Zwischenprodukten (dickwandige Rohre) sind Stückprüfungen und umfassen Kontrollen der Dimensionen (Innen-/Außendurchmesser, Wanddicke) mittels Ultraschall-Laufzeit-Techniken, Kontrollen der Geradheit, Fehlerprüfungen (z. B. auf Risse, Lunker, Einschlüsse) mittels Ultraschall-Impuls-Echo-Techniken und Prüfungen der Oberflächenqualität und Reinheit mittels visueller Inspektionen, Mikroskopie und Rauheitsmessungen.

An den fertigen HR werden anhand einer Stichprobenprüfung mittels zerstörenden Prüftechniken die mechanischen Eigenschaften, das Korrosionsverhalten, die Mikrostruktur (Metallographie), die Textur (Röntgenbeugung) und der Gehalt an Sauerstoff, Wasserstoff und Stickstoff ermittelt. Zugversuche bei Raumtemperatur oder höheren Temperaturen dienen der Bestimmung der Dehngrenze, Zugfestigkeit, Gleichmaßdehnung und Bruchdehnung. Zur Bestimmung der mehrachsigen Eigenschaften können

Kriech- oder Berstversuche durchgeführt werden. Von Bedeutung ist auch eine Überprüfung der Hydridausrichtung.

An den fertigen HR werden die gleichen zerstörungsfreien Qualitätsprüfungen wie an den Zwischenprodukten durchgeführt. Zusätzlich kommen Wirbelstromtechniken zur Prüfung auf Volumenfehler zum Einsatz und es werden automatisierte optische Inspektionen der HR-Oberflächen auf Fehler und Verunreinigungen durchgeführt.

Die **Endstopfen** werden aus Zircaloy-Stangen gefertigt. Qualitätsprüfungen am Zircaloy-Stangenmaterial umfassen Untersuchungen des Korrosionsverhaltens, der mechanischen und metallurgischen Eigenschaften sowie Fehlerprüfungen (Ultraschall). An den fertigen Endstopfen wird die Maßhaltigkeit und Sauberkeit der Oberflächen kontrolliert.

Die **BS-Federn** aus austenitischem Stahl werden in der Regel als Fertigteile angeliefert. Der Federdraht wird auf seine mechanischen und metallurgischen Eigenschaften geprüft. Zusätzlich werden von jedem Bund des Federdrahts Testfedern hergestellt. Die BS-Federn werden auf Maßhaltigkeit, Rissfreiheit und Federeigenschaften kontrolliert.

Auch die austenitischen **Stützrohre** werden in der Regel als Fertigteile angeliefert. Sie besitzen ein nach innen gebördeltes Ende und werden aus Rohren mit engen Maßtoleranzen hergestellt. Geprüft werden im Wesentlichen die Maßhaltigkeit und die Festigkeit der Stützrohre.

Die **Isolierplatten** bestehen aus einer Keramik (Al_2O_3) und werden ebenfalls von einem externen Lieferanten bezogen. Die wichtigsten Prüfungen betreffen die Maßhaltigkeit und Dichte der Keramik-Platten.

Nach der Fertigung der Einzelkomponenten setzt sich die BS-Herstellung fort mit dem Anschweißen des ersten Endstopfens z. B. mit dem WIG-Verfahren. Diese erste Schweißnaht wird visuell auf Gleichmäßigkeit und Schweißnahtdurchmesser geprüft. Mittels Durchstrahlungsprüfungen (Röntgen) werden die Schweißnahttiefe kontrolliert und die Naht auf Fehler geprüft. Es werden stichprobenweise Proben für metallographische Untersuchungen und Korrosionstests gezogen und untersucht. Nach dem Einsetzen aller Bauteile und dem Füllen der HR mit Brennstoffpellets wird der zweite Endstopfen angeschweißt und in gleicher Weise wie der Erste geprüft.

Jeder fertige BS wird einer automatischen zerstörungsfreien Prüfung unterzogen. Bei einer Durchlaufprüfung, die mit einer Californium-Neutronenquelle arbeitet, passiert der BS mit konstanter Geschwindigkeit einen Gamma-Detektor. Mit dessen Hilfe wird die Gamma-Emission entlang des BS aufgezeichnet. Anhand der aufgezeichneten Kurve können Lücken zwischen den Pellets ebenso erkannt werden wie Pellets mit Abweichungen der Anreicherung, Dichte oder Durchmesser.

Anschließend werden Gewicht, Länge und Geradheit des BS kontrolliert und es erfolgt eine Dichtigkeitsprüfung des fertigen BS in einer Helium-Lecktest-Kammer. Abschließend wird der BS einer sorgfältigen visuellen Prüfung unterzogen.

2.4.2.2 Führungsrohre (FR)

Steuerstab-FR werden entweder aus Zr-Legierungen oder aus austenitischem Stahl gefertigt. Der Wesentliche konstruktive Unterschied zwischen BS-HR und FR ist der FR-Stoßdämpfer. Je nach Hersteller gibt es verschiedene Ausführungen des FR-Stoßdämpfers. Bei der Qualitätsprüfung der FR werden neben Funktionstests Maßhaltigkeitsprüfungen mittels automatischen 3D-Inspektionseinrichtungen durchgeführt.

2.4.2.3 Abstandhalter

Die AH-Bauteile werden in mehreren Herstellungsschritten qualitätsgeprüft. Zunächst wird das Blech, aus dem sie gefertigt werden, hinsichtlich Maßhaltigkeit, chemischer Zusammensetzung und metallurgischer Eigenschaften untersucht. Die Abmessungen der gestanzten Teile werden vor dem Schweißen kontrolliert. Die Qualitätsprüfung des fertigen AH basiert in erster Linie auf einer Prüfung auf Maßhaltigkeit, wobei Außenmaße, Rechtwinkligkeit, Zellgröße und ordnungsgemäße Ausrichtung der AH-Stege und Zellen kontrolliert werden. Des Weiteren erfolgen eine Prüfung der Federkräfte und eine visuelle Inspektion der Schweißnähte. Nach /IAEA 15/ sollten die Maßhaltigkeits- und Federkraftprüfungen an allen Zellen eines AH durchgeführt werden.

2.4.2.4 BE-Kasten (SWR)

Je nach Herstellungsmethode werden BE-Kästen aus einem oder zwei Blechen geschweißt. Die Schweißnähte werden anschließend visuell hinsichtlich Oberflächenkorrosion geprüft. Zusätzlich werden Ultraschall-, Durchstrahlungs- oder Farbeindringprüfungen an den Schweißnähten durchgeführt. Nach weiteren Herstellungsschritten er-

folgt eine abschließende Qualitätskontrolle in Form einer automatisierten Maßhaltigkeitsprüfung z. B. hinsichtlich Wanddicke, inneren und äußeren Abmessungen, Biegungen, Verdrehungen, Ebenheit, Geradheit und Rechtwinkligkeit. Die Länge des BE-Kastens kann automatisch oder manuell gemessen werden. In einem Schritt der Herstellung sollte eine Messung der Eigenspannungen erfolgen /IAEA 15/.

2.4.2.5 BE-Assemblierung

Die Assemblierung eines DWR-BE erfolgt in drei Schritten. Im ersten Schritt wird zunächst aus den FR und AH das sogenannte Skelett, d. h. die Tragstruktur des BE hergestellt. Hierbei werden die FR mittels Punktschweißung mit den AH verschweißt. Im zweiten Schritt werden die BS in das Skelett eingezogen. Zur korrekten Positionierung der BS im BS-Bündel werden Systeme verwendet, die genau verfolgen, wo welches BS eingesetzt wird. Dies ist besonders dann wichtig, wenn BS mit unterschiedlicher Anreicherung verwendet werden. Von großer Bedeutung ist auch die Kontrolle der Kraft und Geschwindigkeit mit der die BS in das Skelett eingezogen werden.

Schließlich werden Kopf- und Fußstück mit einem definierten Drehmoment mit den FR verschraubt. Beim SWR-BE gibt es je nach BE-Hersteller unterschiedliche Ausführungen der Tragstruktur. Bei BE eines Herstellers wird die Tragstruktur durch ein singuläres, im inneren des BE angeordnetes Tragelement gebildet, an dem Anschlagenelemente zur Begrenzung von AH-Bewegungen angeschweißt sind. Dieses wird in das Fußstück eingeschraubt und durch einen Bajonettverschluss mit dem Kopfstück verbunden.

Skelette von SWR-BE werden detaillierten Maßhaltigkeitsprüfungen mittels der sogenannten optischen Koordinatenmesstechnik unterzogen. Bei DWR-BE wird vor der Freigabe des Skeletts die Gängigkeit der FR mit einem Dorn kontrolliert und es wird eine Dimensionskontrolle des Skeletts insbesondere hinsichtlich Geradheit vorgenommen. Bei DWR- und SWR-BE werden sämtliche Schweißprozesse im Vorfeld der Skelettherstellung qualifiziert; während der Skelettherstellung wird die Qualität der Schweißnähte durch visuelle Inspektionen, Zugversuche an Schweißproben und Schiffchenuntersuchungen überwacht.

2.4.2.6 Überprüfung des fertigen Brennelements

Am fertigen BE wird nochmals eine Reihe von Qualitätsprüfungen durchgeführt /IAEA 15/. Bei DWR-BE wird die korrekte Positionierung und Funktionalität (Freigän-

gigkeit) der FR getestet. Erneute Geradheitsprüfungen an den BS im eingebauten Zustand dienen der Kontrolle der BS-Abstände bzw. der anforderungsgerechten Ausführung der Kühlkanäle zwischen benachbarten BS. Das fertige DWR-BE wird auf Geradheit (Verdrehung, Neigung) überprüft.

Bei der visuellen Abschlussprüfung vor der letztendlichen Freigabe werden noch einmal die Endstopfen-Schweißungen, Stellungen der Durchmischungsfahnen, BS-Positionen, mögliche Anlauffarben, Fremdkörper und Kontaminationen sowie das allgemeine geometrische Erscheinungsbild kontrolliert.

2.4.3 Prüf- und Überwachungsmaßnahmen von Brennelementen im Betrieb

2.4.3.1 Erkennung von BS-Defekten im Betrieb und Identifizierung defekter BS

In deutschen KKW sind unter dem Sammelbegriff Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung verschiedene Einrichtungen vorhanden, die geeignet sind, Hinweise auf BS-Defekte während des laufenden Betriebs zu geben. Die Überwachungsfunktion wird durch festinstallierte Strahlungs- und Aktivitätsmessstellen wahrgenommen. Die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung gliedert sich im Einzelnen in die Systemüberwachung, die Raumüberwachung, die Personenüberwachung, die Aktivitätsabgabeüberwachung und die Umgebungsüberwachung. Relevant für die Erkennung von BS-Defekten sind die Systemüberwachung, die Raumüberwachung und Aktivitätsabgabeüberwachung.

Wesentliche Aufgabe der Systemüberwachung ist die Erkennung eines Aktivitätsübertrags aus dem Primärsystem in andere Systeme. Zu den überwachten Systemen eines DWR gehören das Frischdampfsystem, die Kondensatorevakuierung und die nuklearen Zwischenkühlsysteme. Ein durch BS-Defekte verursachter Aktivitätsanstieg kann in diesen Systemen nur dann erfolgen, wenn gleichzeitig eine weitere Barriere (Dampferzeugerheizrohr oder Nachwärmekühler) versagt hat. Die Raumüberwachung gliedert sich in Ortsdosisleistungsmessung und Raumluftüberwachung. Die Ortsdosisleistungsmessungen sind in den Raumbereichen von Reaktorgebäude und Reaktorhilfsanlagegebäude angeordnet. Die Raumluftüberwachung dient dem Personenschutz und der Anlagenüberwachung. Es wird der mögliche Übertritt von Aktivitäten aus Systemen in die Raumluft und Kontaminationen der Raumluft überwacht. Die Raumluftüberwachung liefert Informationen über die Begehbarkeit von Raumbereichen und die Dichtigkeit aktivitätsführender Systeme. Die Aktivitätsabgabeüberwachung umfasst Messun-

gen der mit der Fortluft nach außen abgegebenen Edelgas-, Aerosol-, Tritium- und Iodaktivitäten bei allen möglichen Anlagenzuständen (Normalbetrieb, Störfälle, auslegungüberschreitende Ereignisse) sowie die Überwachung der Abwässer.

Ergänzend zu den oben genannten kontinuierlich arbeitenden, festinstallierten Messstellen werden den zu überwachenden Medien zusätzlich Proben entnommen und im Labor ausgewertet. Dies erfolgt in den deutschen KKW durch die sogenannten nukleartechnischen Probenahmesysteme. Die Ermittlung der Radionuklidkonzentrationen mit dem nuklearen Probenahmesystem verfolgt u. a. die Ziele, BS-Defekte zu erkennen und die Wirksamkeit von Barrieren zu überprüfen. Hierzu werden in definierten Messfrequenzen Proben aus dem Reaktorkühlkreislauf von DWR, dem Wasser-Dampf-Kreislauf von SWR und verschiedenen an die vorgenannten Systeme angrenzenden Systemen genommen und radiochemisch untersucht. Weitere radiochemisch überwachte Systeme bzw. Bereiche sind die nukleartechnischen Zwischenkühlkreise, die Kaminfortluft sowie die Abgasanlage bei SWR.

Wichtige Indikatoren für BS-Defekte sind Anstiege der Edelgas- und Iodaktivitäten. Ein Anstieg der Np-239-Konzentration im Kühlmittel ist ein Hinweis auf Brennstoffauswaschungen.

Kommt es während des Leistungsbetriebs von Kernkraftwerken zu Undichtigkeiten an den BS, wird die dadurch verursachte Aktivitätserhöhung in erster Linie durch die radiochemische Überwachung des Reaktorkühlkreislaufs (DWR), des Wasser-Dampf-Kreislaufes (SWR) oder der angrenzenden Systeme detektiert. Liegen Undichtigkeiten in diesen Systemen vor oder erfolgt die BS-Undichtigkeit außerhalb des RDB, ist eine Detektion durch die Raumluftüberwachung möglich. Eine schnelle Erkennung von BS-Defekte kann in DWR und SWR durch die kontinuierliche Überwachung der Edelgaskonzentration in der Kaminfortluft und bei SWR zusätzlich in der Abgasanlage erfolgen.

Spezifische Anforderungen an die Aktivitätsüberwachung in deutschen KKW sind in den jeweiligen Betriebshandbüchern festgeschrieben. Die Festlegungen betreffen die betriebszustandsabhängigen Häufigkeiten der Messungen für die verschiedenen aktivitätsüberwachten Stellen im KKW und die überwachten Nuklide.

Liegt durch die Aktivitätsüberwachung ein Hinweis auf defekte BE vor, wird das weitere Verfahren im Einzelfall festgelegt. Die deutschen Anlagen sind so ausgelegt, dass bei Undichtigkeiten der BS mit geringer Freisetzung in den Primärkreislauf keine Über-

schreitung der zulässigen Abgaberraten radioaktiver Produkte an die Umgebung eintritt. Abhängig vom Aktivitätsniveau ist ein Weiterbetrieb mit defekten BS grundsätzlich möglich. Die Identifizierung des defekten BE erfolgt während des Anlagenstillstands mit dem sogenannten Sipping-Test.

Der Sipping-Test ist eine Methode der zerstörungsfreien Prüfung, mit der die Dichtheit einzelner BE getestet wird /KWU 78/. Zum Einsatz kommen verschiedene Sipping-Verfahren unterschiedlicher Hersteller, die jedoch alle auf dem gleichen Prinzip basieren: es wird der Druckausgleich zwischen den BS und ihrer Umgebung genutzt, bei dem über Leckagen Spaltprodukte entweichen. Diese werden dann nach einer Probenentnahme aus der Umgebung des BE detektiert /LAN 08/. Bei einigen Sipping-Verfahren wird die Nachzerfallswärme zum Aufheizen des BE genutzt. Dadurch erhöht sich der Druck im Inneren der BS. Andere Verfahren, z. B. das Mast-Sipping, nutzen die Reduzierung des Drucks in der Umgebung der BS durch das Anheben der BE beim Entladen /KWU 78/, /LAN 08/. Beim DWR findet die Prüfung beim Entladen des Kerns statt und dauert etwa eine Minute pro BE.

Wird beim Sipping-Test ein defektes BE identifiziert, müssen im nächsten Schritt die defekten BS in diesem BE identifiziert werden. Hierzu kommen neben optischen Verfahren Ultraschall- und Wirbelstromverfahren zum Einsatz.

Die oben genannten Prüfungen erfolgen nicht wiederkehrend, sondern anlassbezogen, wenn aus der Aktivitätsüberwachung Hinweise auf defekte BS vorliegen.

2.4.3.2 Wiederkehrende Prüfungen an Brennelementen

In den Prüfhandbüchern (PHB) deutscher KKW sind stichprobenartige Prüfungen an BE während der Revision festgeschrieben, wobei die Auswahl der zu prüfenden BE, Prüfmethode und Prüfumfang in der Regel vor dem BE-Wechsel mit der Behörde und dem zugezogenen Sachverständigen abgestimmt werden. Je nach Anlage beträgt der Umfang der Stichprobe 5 - 15 % der eingesetzten BE. Bei diesen Stichprobenprüfungen werden die BE im BE-Lagerbecken mittels optischer Inspektion auf sichtbare äußere Schäden inspiziert und die Korrosion bzw. Ablagerungen (CRUD) an den BS-HR und BE-Strukturteilen beurteilt. Darüber hinaus wird gezielt nach Fremdkörpern gesucht. Aufgefundene Fremdkörper werden entfernt. In DWR-Anlagen werden ergänzend stichprobenartig Geometrievermessungen durchgeführt, die Messungen der BE-Geradeheit sowie von Längen- und Querschnittsänderungen einschließen /MAL 11/.

Zum Umfang der visuellen Inspektionen zählen auch die Niederhaltefedern und die Abstandhalterecken. In SWR-Anlagen wird zusätzlich eine Auswahl von bestrahlten BE-Kästen, die zum Wiedereinsatz vorgesehen sind, optisch inspiziert und vermessen.

Bei Vorliegen von „Besonderheiten“ kann der Stichprobenumfang in Abstimmung mit der Behörde und dem Sachverständigen ausgedehnt werden und gegebenenfalls weitere Prüfungen erforderlich werden. So wurde in Einzelfällen in der Vergangenheit der Stichprobenumfang der Geradheitsmessungen in den am stärksten von BE-Verformungen betroffenen deutschen DWR-Anlagen auf 100 % der eingesetzten BE ausgedehnt.

Zur Analyse der HR-Oxidschichtdicke bzw. der HR-Restwanddicke kann die Wirbelstromprüfung zum Einsatz kommen. Mittels Wirbelstrom sind auch Prüfungen auf Rissbildung, Hydridbildung, Verschleiß und Härte möglich /ALE 09/.

2.4.3.3 Prüfung und Überwachung von Brennelement-Verbiegungen

In den deutschen DWR-Anlagen werden neben den oben genannten wiederkehrenden Geometrievermessungen verschiedene Prüf- und Überwachungsmaßnahmen im Zusammenhang mit der Verbiegung von BE durchgeführt. Hierzu zählen wiederkehrende SE-Fallzeitmessungen, die jeweils zu Zyklusbeginn und -ende durchgeführt werden. Die SE-Fallzeiten können graphisch ausgewertet und mit Vorgaben aus der Prüfanweisung bzw. mit spezifizierten Fallzeiten verglichen werden. Bei Unregelmäßigkeiten können die abweichenden Fallzeitwerte mit archivierten Werten aus vergangenen Prüfungen verglichen werden.

Hinweise auf BE-Verbiegungen können auch durch visuelle Überwachung von BE-Handhabungen während des Be- und Entladens und durch kontinuierliche Last-Weg-Aufzeichnungen gewonnen werden. Die Last-Weg-Aufzeichnungen werden unmittelbar ausgewertet. Weitere Indikatoren für BE-Verformungen sind verlängerte Be- und Entladezeiten des Reaktorkerns.

Nach Abschluss der Kernbeladung zum Folgezyklus erfolgt wiederkehrend eine Gängigkeits-/Reibkraftprüfung aller BE-/SE-Konfigurationen über die gesamte Länge der SE. Die Reibkräfte werden bewertet und mit den Werten des Vorjahres verglichen. Bei Auffälligkeiten werden Gegenmaßnahmen wie Tausch von SE und Änderung des Beladeplans veranlasst.

Eine weitere Prüfung, die Hinweise auf BE-Verformungen liefern kann, besteht in der Aufnahme und Archivierung der Laufzeiten aller SE in Form von Laufzeitoszillogrammen beim SE-Ausfahren. Mittels Laufzeitoszillogrammen werden die Laufeigenschaften der Komponenten des Gesamtsystems Führungsrohr-Steuerstab-Steuerstabantrieb durch Aufzeichnung und Auswertung von Spulenstrom- und Spulenspannungszillogrammen der Magnetantriebspulen (Hub-, Greif- und Antriebsspule) aufgenommen.

2.5 Analyse der Auslegungsbedingungen von Brennelementen

In der Vergangenheit wurde lange Zeit auf ein detailliertes Regelwerk für die Auslegung von BE verzichtet, da zu jeder Kraftwerksanlage anlagenspezifische Rahmenspezifikationen vorlagen, die den Umfang der Nachweisführung festlegten. Einige übergeordnete Anforderungen fanden sich jedoch in den RSK-Leitlinien /RSK 96/. Für die Grundlagen der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Auslegung des Reaktorkerns existierten zwar frühzeitig KTA-Regeln (KTA 3101.1 /KTA 80/ und 3101.2 /KTA 87/); diese wiesen allerdings einen geringen Detaillierungsgrad auf. Ein entsprechendes Regelwerk für die mechanische Auslegung des Reaktorkerns gab es lange Zeit nicht.

In der jüngeren Vergangenheit erfolgte eine Weiterentwicklung der regulatorischen Anforderungen an die Auslegung von Reaktorkernen. Diese mündeten in einer Aktualisierung der KTA-Regeln KTA 3101.1 /KTA 12a/ und KTA 3101.2 /KTA 12b/ im Jahr 2012. Mit der Einführung der SiAnf vom 22. November 2012 /SIA 15/ wurde ein neues übergeordnetes kerntechnisches Regelwerk bereitgestellt, welches Kriterien für die nukleare, thermohydraulische und mechanische Auslegung des Reaktorkerns enthält. Zur weiteren Konkretisierung der übergeordneten Anforderungen an die mechanische Auslegung von Reaktorkernen wurde zudem die KTA-Regel 3101.3 /KTA 15a/ erstellt und im Jahr 2015 herausgegeben.

Die Arbeiten im Rahmen des Vorhabens konzentrierten sich auf die Aufarbeitung der mechanischen Auslegungsbedingungen von BE, also im Wesentlichen auf den Aspekt der BE-Auslegung, der Gegenstand der KTA 3101.3 /KTA 15a/ ist. Unter Rückgriff auf das Regelwerk und weitere der GRS zugängliche Quellen wurden zunächst die wichtigsten Anforderungen an die BE-Struktur-Auslegung identifiziert. Für diese wurde anschließend die Art und Weise der Nachweisführung skizziert. Abschließend wurde der

Frage nachgegangen, wie in der Praxis eine Auslegungsänderung in einer Anlage eingeführt wird.

2.5.1 Allgemeine Anforderungen an die mechanische Auslegung der BE

2.5.1.1 Übergeordnete Anforderungen

Die SiAnf /SIA 15/ enthalten übergeordnete Anforderungen an die nukleare, thermohydraulische und mechanische Auslegung des Reaktorkerns. Die Einhaltung dieser Anforderungen soll gewährleisten, dass die grundlegenden Schutzziele Kontrolle der Reaktivität (R), Kühlung der BE (K), und Einschluss radioaktiver Stoffe (B) sowie das grundlegende radiologische Sicherheitsziel Begrenzung der Strahlenexposition erreicht werden. Für jedes Schutzziel sind in den SiAnf weitergehende Anforderungen festgeschrieben, die teilweise Bedeutung für die mechanische Auslegung von BE bzw. des Reaktorkerns haben.

So ist im Hinblick auf das Schutzziel R auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a gefordert, dass Reaktivitätsänderungen auf zulässige Werte zu beschränken sind. Zudem muss der Reaktorkern abgeschaltet und langfristig unterkritisch gehalten werden können. Das Schutzziel R ist auch bei Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen in allen Betriebsphasen sicherzustellen. Hierzu ist der Reaktorkern so auszulegen, herzustellen und in einem solchen Zustand zu halten, dass im Zusammenwirken mit den Kühlsystemen für den Reaktorkern die jeweiligen Auslegungsgrenzen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a eingehalten werden. Die Konkretisierung dieser Anforderung in den Interpretationen zu den SiAnf /INT 13/ fordert, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a, bei Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen keine Verformungen an den Brennstäben, der Brennelement-Struktur oder den Steuerelementen entstehen dürfen, die die mechanische Abschaltbarkeit in Frage stellen.

Im Hinblick auf das Schutzziel K wird gefordert, dass der Wärmetransport vom Brennstoff bis zur Wärmesenke sicherzustellen ist.

Zur Einhaltung des Schutzziels B sind die sich auf den verschiedenen Sicherheitsebenen ergebenden mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen auf die Barrieren so zu begrenzen, dass diese weiterhin so wirksam bleiben, dass die radiologischen Sicherheitsziele eingehalten werden.

Das wesentliche radiologische Sicherheitsziel ist auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 eine Begrenzung der Strahlenexposition des Personals und auf den Sicherheitsebenen 3 und 4a eine Begrenzung der radiologischen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage.

2.5.1.2 Nachweisziele

Für jedes Schutzziel sind in Anhang 2 zu den SiAnf, Tabelle 3.1, Nachweisziele und Nachweiskriterien abhängig von der jeweiligen Sicherheitsebene und Betriebsphase des Reaktors angegeben. Für die Einhaltung des Schutzziels R ist der Nachweis der dauerhaften Abschaltbarkeit auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a erforderlich. Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 kann das Schutzziel auch durch eine Leistungsanpassung erreicht werden. Ziel der Nachweise für das Schutzziel K ist die Gewährleistung der uneingeschränkten Weiterverwendbarkeit der BE (Sicherheitsebenen 1 bis 2) sowie die Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns (Sicherheitsebenen 3 und höher). Das Nachweisziel im Zusammenhang mit dem Schutzziel B ist der Erhalt der Barrierenintegrität. Die in der Tabelle 3.1 des Anhangs 2 der SiAnf ebenfalls angegebenen Nachweiskriterien werden an dieser Stelle nicht genannt, da sie auch in den KTA-Regeln enthalten sind.

Aus den oben genannten Anforderungen des übergeordneten kerntechnischen Regelwerks ergeben sich (allgemeine) Anforderungen an die mechanische Auslegung von BE, die in Tabelle A1 der KTA 3101.3 zusammengefasst sind. Danach müssen „Beschaffenheit und Betrieb“ der BE derart sein, dass

- die für die Kontrolle der Reaktivität und Wärmeabfuhr erforderlichen Geometrie- (Form und Lage) und Materialeigenschaften der BE eingehalten werden,
- zulässige Werte der Leistung und der Leistungsdichte eingehalten werden,
- die in KTA 3101.1 festgelegten Anforderungen hinsichtlich der kritischen Siedezustände/Wärmestromdichten eingehalten werden und
- die Dichtheit der Brennstäbe gewährleistet wird.

Darüber hinaus sind geeignete Werkstoffe zu verwenden, um die Strahlenexposition so gering wie möglich zu halten (ALARA-Prinzip). Hinsichtlich der Dichtheit der BS wird angemerkt, dass auch bei sorgfältigster Auslegung Undichtigkeiten der BS nicht voll-

ständig ausgeschlossen werden können, die Anlagen daher für geringe Freisetzungen in den Kühlkreislauf ausgelegt sind.

Die Anforderungen auf den Sicherheitsebene 3 und 4a betreffen nur noch die „Auslegung“ der BE. Demnach sind die BE derart auszulegen, dass die für die Kontrolle der Reaktivität und Leistungsdichte sowie der Wärmeabfuhr erforderliche Geometrie (Form und Lage) und die erforderlichen Materialeigenschaften der BE eingehalten werden. Auf der Sicherheitsebene 3 sind zudem durch die BE-Auslegung ereignisspezifische Anforderungen an die Dichtheit der BS zu gewährleisten.

2.5.1.3 Nachweiskriterien

Die zur Erfüllung der Nachweisziele einzuhaltenden Nachweiskriterien leiten sich aus den sicherheitstechnischen Anforderungen ab und berücksichtigen die konkrete Ausführungsform der Komponente. Die Nachweiskriterien müssen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a sowie für EVI, EVA und Notstandsfälle über die gesamte Einsatzzeit die relevanten Einflüsse und bedeutsamen Effekte berücksichtigen. Dazu zählen Beanspruchungen infolge externer und interner mechanischer, thermischer, chemischer und strahlungsbedingter Einwirkungen, Veränderung von Werkstoffeigenschaften, Veränderungen der Geometrie sowie die sich aus den Funktionsanforderungen ergebenden Randbedingungen. Für EVI, EVA sowie für Notstandsfälle werden in KTA 3101.3 die gleichen Nachweiskriterien wie für die Sicherheitsebene 3 verwendet.

Bei den Nachweiskriterien wird zwischen komponentenübergreifenden und komponentenspezifischen Anforderungen unterschieden. Komponentenübergreifende Anforderungen betreffen die Verwendung geeigneter Werkstoffe, die sogenannte Kompatibilität, die Inspizierbarkeit und die Vermeidung loser Teile. Hinsichtlich der Werkstoffwahl ist gefordert, dass alle wesentlichen Einflüsse auf die Werkstoffeigenschaften, z. B. chemische, mechanische, thermische und strahlungsbedingte, zu berücksichtigen sind. Eine Funktionsbeeinträchtigung durch Spannungsrisskorrosion ist auszuschließen und die Aktivierung zu begrenzen, damit die Strahlenexposition des Personals so gering wie möglich gehalten wird.

Kompatibilität bei BE meint die Vereinbarkeit der Bauteile eines BE untereinander sowie die Vereinbarkeit des BE mit den anderen Kernbauteilen und angrenzenden Komponenten und Systemen. D.h. die geometrische, mechanische, nukleare und thermohydraulische Kompatibilität des BE mit den anderen Kernbauteilen, den RDB-

Einbauten und den Handhabungs- und Lagerungseinrichtungen muss gewährleistet sein. Ein wesentlicher Aspekt der Kompatibilität der Kernbauteile ist die Begrenzung der Verformungen (z. B. der BE im DWR und BE-Kästen im SWR), um Beschädigungen im Betrieb und bei der Handhabung zu vermeiden. Nach KTA 3101.3 ist die Verformung von BE so zu begrenzen, dass die Anforderungen hinsichtlich der Steuerstab-bewegung eingehalten werden und keine Beschädigungen an den BE oder der angren-zenden Komponenten auftreten.

2.5.2 Spezifische Nachweiskriterien für die BE-Struktur

2.5.2.1 Bestimmungsgemäßer Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2)

Die BE-Struktur ist so auszulegen, dass folgende Ziele erreicht werden (siehe /KTA 15a/):

1. Begrenzung von Spannungen und Dehnungen

Die Spannungen in den BE-Strukturteilen, den BE-Kästen und den Verbindungen (z. B. Schraubverbindungen, Schweißverbindungen, Lötverbindungen, formschlüs-sige Verbindungen) sind so zu begrenzen, dass materialspezifische Grenzen nicht überschritten werden. Belastungen auf die BE-Strukturteile und die Verbindungen ergeben sich z. B. bei der Handhabung durch die wirkenden Eigengewichts- und Trägheitskräfte. Im Betrieb sind die Strukturteile und Verbindungen Kräften aus Ei-gengewicht, hydrostatischem Auftrieb und Strömungskräften ausgesetzt. Beim DWR treten zusätzlich Niederhaltekräfte auf. Diese Kräfte führen zu Zug-, Druck- und Biegebeanspruchungen. Weiterhin entstehen Kräfte durch differentielle ther-mische Dehnung und differentielles strahleninduziertes Wachstum zwischen den Strukturteilen untereinander und zwischen Strukturteilen und BS. Darüber hinaus ändern sich die Einspannbedingungen der BS infolge thermischen und strahlenin-duzierten Wachstums der Strukturteile sowie Relaxation der Druckfedern bei den unterschiedlichen Betriebsbedingungen und im Verlauf der Einsatzzeit des BE. Wenn aus Funktions- und Kompatibilitätsgründen spezifizierte Verformungsgren-zen eingehalten werden müssen, ist eine Verformungsanalyse durchzuführen.

2. Geometrische Stabilität der BS und BE-Struktur (FR)

Ist die Längenänderung der BS infolge Wärmedehnung und strahlungsinduziertem Längenwachstum während der Einsatzzeit größer als die der FR, treten axiale Druckspannungen im BS und gleichzeitig axiale Zugspannungen im FR auf. Beide

werden durch die Reibkräfte zwischen BS und AH-Federn begrenzt. Die Druckspannungen in den BS sind zu Beginn der Einsatzzeit am größten und nehmen bereits nach kurzer Einsatzzeit infolge Relaxation der AH-Federn und Durchmesserabnahme der BS ab. Die FR werden im bestimmungsgemäßen Betrieb in erster Linie durch axial wirkende Kräfte (Eigengewicht, Auftrieb, Niederhaltekraft, Strömungskraft) auf Druck beansprucht. Nach KTA 3101.3 dürfen die Strukturteile sowie die BS unter axialen Druckbeanspruchungen nicht knicken. Deshalb müssen Druckkräfte so begrenzt oder das Bauteil so ausgelegt werden, dass diese instabilen Zustände nicht auftreten.

3. **Ermüdung**

Durch Änderungen des Betriebszustandes (z. B. An- und Abfahren, Leistungsänderung) und infolge strömungsinduzierter Schwingungen werden die BE-Strukturteile und Schraubenverbindungen Wechsellastspannungen ausgesetzt, die zur Ermüdung beitragen können. Daher sind die Beanspruchungen in den BE-Strukturteilen und BE-Kästen so zu begrenzen, dass kein Versagen in Folge von Ermüdung auftritt. Hierzu ist zu zeigen, dass der kumulierte Erschöpfungsgrad ≤ 1 ist.

4. **Begrenzung der Korrosion**

Bei der Korrosion von Zirkonium und Zirkoniumlegierungen in Wasser erfolgt nach der Reaktionsgleichung $\text{Zr} + 2\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{ZrO}_2 + 4\text{H}$ eine Oxidation an der metallischen Oberfläche bzw. der Grenzfläche Metall/Metalloxid unter Bildung von ZrO_2 und freiem Wasserstoff. Nach KTA 3101.3 /KTA 15a/ ist die Korrosion so zu begrenzen, dass eine ausreichende Dicke der metallischen Struktur zur Abtragung der mechanischen Belastungen vorhanden ist. Weiterhin wird auch auf die Beeinträchtigung des Wärmeübergangs durch die Oxidschicht und die Einlagerung von Wasserstoff im Metall hingewiesen. Ein quantitatives Nachweiskriterium wird in /KTA 15a/ nicht genannt.

5. **Sicherstellung einer ausreichenden Duktilität**

Ein Teil des bei der Korrosion von Zirkonium bzw. Zirkoniumlegierungen entstehenden Wasserstoffs wird von den Strukturteilen aufgenommen. Zu großer Wasserstoffgehalt führt zu einer Duktilitätsminderung. Im Rahmen der BE-Auslegung ist sicherzustellen, dass die eingesetzten Werkstoffe ausreichende Duktilität aufweisen, auch unter Berücksichtigung der betriebsbedingten und duktilitätsmindernden Effekte wie Neutronen- und Wasserstoffversprödung. Insbesondere ist die Wasserstoffversprödung auf werkstoffspezifische Werte zu beschränken. Ein quantitatives Nachweiskriterium wird in /KTA 15a/ nicht genannt.

6. Sicherstellung der Lage des Brennstoffs

Die axiale und radiale Position der BS im BE und der BE im Kern ist zu gewährleisten. Für DWR-BE ist auf Sicherheitsebene 1 nachzuweisen, dass die Resultierende aller axial auf das BE wirkenden Kräfte eine Kontaktkraft auf die Abstellplatten des unteren Rosts bewirkt. Bei Transienten der Sicherheitsebene 2 soll ein Abheben von BE vom unteren Rost nicht eintreten, wobei ein kurzzeitiges Abheben grundsätzlich zulässig ist. Die Niederhaltekraft wird beeinflusst durch die Größe des Spalts zwischen dem BE-Kopf und der oberen Gitterplatte sowie durch die Eigenschaften der Niederhaltefedern. Während der Einsatzzeit nimmt die Niederhaltekraft infolge des strahlungsinduzierten Längenwachstums der FR zu (Spaltverkleinerung), gleichzeitig nimmt die Niederhaltekraft infolge der Federrelaxation ab. Es muss daher unter Berücksichtigung der vorgenannten gegenläufigen Effekte nachgewiesen werden, dass eine ausreichende Niederhaltekraft über die gesamte BE-Einsatzzeit gegeben ist.

Für SWR-BE ist nachzuweisen, dass die Resultierende aller axial auf das BE (sofern vorhanden auch für BS-Bündel oder Teilbündel) wirkenden Kräfte eine Kontaktkraft auf die jeweilige Aufstandsfläche bewirkt.

Die Lagerung der BS im BE ist so auszulegen, dass sie unter den auftretenden Belastungen (z. B. Eigengewicht, Strömungskräfte, Schwingung) hinsichtlich ihrer axialen und radialen Position soweit gehalten werden, dass die Randbedingungen für die neutronenphysikalische und thermohydraulische Auslegung erfüllt werden und Längenänderungen relativ zur BE-Struktur ausgeglichen werden können.

7. BS-Lagerung

Die BS werden durch die AH in der für den Einsatz optimierten Geometrie innerhalb der BE-Struktur gehalten. Um differentielles thermisches und neutroneninduziertes Wachstum zwischen BE-Struktur und BS ohne Überschreitung zulässiger Spannungen gewährleisten zu können, erfolgt die Lagerung der BS im AH üblicherweise mittels Federelementen (AH-Federn). Durch die Wechselwirkung zwischen BS und AH-Zelle kann infolge Schwingung Materialabtrag (Fretting) auftreten. Die Lagerung der BS im AH wird im Wesentlichen beeinflusst durch die Kühlmitteltemperatur, differentielle Wärmedehnung von AH-Zelle und BS-Hüllrohr, Druckdifferenz zwischen Kühlmitteldruck und BS-Innendruck, Relaxation der AH-Federn und neutroneninduziertes Wachstum der AH-Stege. Die Lagerung der BS im AH ist so auszulegen, dass unter Berücksichtigung vorgenannter Einflussparameter bis zum Ende der Einsatzzeit keine derartige Schwächung der Hüllrohrwand (z. B. durch Reibabtrag zwischen BS und AH) eintritt, dass die Anforderungen zur

Gewährleistung der Dichtheit des BS nicht mehr erfüllt werden.

Der Nachweis kann z. B. so geführt werden, dass eine ausreichende Restfederkraft der Federelemente des AH bis zum Einsatzende nachgewiesen wird. Es ist aber auch möglich, experimentell nachzuweisen, dass Fretting selbst bei im Verlauf der Einsatzzeit auftretenden Spalten zwischen BS und AH zu keiner unzulässigen Hüllrohrwandschwächung führt.

8. Beanspruchung durch SE-Einfall (DWR-spezifisch)

Für DWR-BE ist nachzuweisen, dass beim SE-Einfall keine unzulässigen Beanspruchungen der BE-Struktur auftreten. Die Belastungen sind im Rahmen der Spannungsberechnung zu berücksichtigen. Dies ist gezeigt, wenn die kinetische Energie des SE beim Auftreffen auf den BE-Kopf durch die Feder unter der Spinne des SE aufgenommen wird, ohne dass es zu einem harten Kontakt zwischen BE-Kopf und dem SE-Bolzen kommt und die BE-Struktur die maximale Federkraft während des Einfallvorgangs abtragen kann.

2.5.2.2 Störfälle, Einwirkungen von Innen (EVI), Einwirkungen von außen (EVA), Notstandsfälle

Sowohl für Störfälle als auch für EVI, EVA und Notstandsfälle gelten nach /KTA 15a/ die gleichen Anforderungen an die Auslegung der BE-Struktur.

Eine wesentliche Anforderung an die Auslegung ist die Gewährleistung der Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit des Reaktorkerns. Die bleibenden Verformungen der AH und FR (DWR) und der BE-Kästen (SWR) sind so zu begrenzen, dass diese Anforderung erfüllt wird. Eine bleibende Verformung von FR und AH kann durch plastische Verformung oder durch Stabilitätsversagen (Knicken) hervorgerufen werden. Als Belastungsannahme ist gemäß SiAnf beim DWR ein Leckquerschnitt von $0,1 F$ und beim SWR ein Leckquerschnitt von $2 F$ anzusetzen, wobei F der innere Querschnitt der jeweiligen größten, an den RDB anschließenden Rohrleitungen ist. Als weitere Anforderung sind die primären Spannungen in den BE-Strukturteilen, den BS, den BE-Kästen und den Verbindungen so zu begrenzen, dass materialspezifische Grenzen (siehe Tabelle B 4-2 in KTA 3101.3 /KTA 15a/) nicht überschritten werden.

Der Störfallnachweis erfolgt getrennt für die vertikalen und die horizontalen Belastungen. Für diese Nachweise werden die Störfälle mit den jeweils größten Belastungen analysiert, d. h. der Kühlmittelverluststörfall für die vertikalen und Erdbeben für die ho-

horizontalen Belastungen. Demnach werden in vertikaler Richtung die Niederhaltefedern, der BE-Kopf, die FR und der BE-Fuß belastet. Das Nachweisziel (Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit) ist erfüllt, wenn gezeigt wird, dass die Verformungsfigur den ungehinderten Steuerstabeinfall und einen ausreichenden Strömungsquerschnitt gewährleistet. Der Nachweis erfolgte einmalig im Rahmen der Genehmigung anhand eines modifizierten Feder-Masse-Modells. Seitdem wird in den Auslegungsberichten Bezug auf diesen Nachweis genommen, d. h. für geänderte BE-Typen wird lediglich eine Delta-Betrachtung durchgeführt. Der Nachweis in horizontaler Richtung bei Erdbeben wird unter Nutzung verschiedener Modelle geführt.

2.5.3 Einführung von konstruktiven Designänderungen der BE-Struktur in Kernkraftwerken

In Deutschland ist der Ablauf zur Einführung neuer BE-Konstruktionen durch Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks, anlagenspezifischen behördlichen Genehmigungen und deren Auflagen sowie betrieblichen Vorschriften (z. B. Änderungsordnung, Prüfhandbuch usw.) festgelegt.

Die Einführung einer konstruktiven Designänderung bzw. eines neuen BE-Typs in einer Anlage erfolgt auf Basis von sogenannten „Strukturauslegungsberichten“, die im Vorfeld für den bestimmungsgemäßen Betrieb und für die postulierten Störfälle Erdbeben und Kühlmittelverlust erstellt werden. Diese analytischen Berichte enthalten den Nachweis der mechanischen Stabilität der BE-Struktur, sodass auch bei Berücksichtigung der vertikalen und horizontalen Beanspruchungen auf die BE-Struktur die maßgeblichen Regelwerksanforderungen eingehalten werden.

Die Bewertung der konstruktiven Designeigenschaften erfolgt z. B. durch den Einsatz von Vorläufer-BE und deren Untersuchung und Vermessung während BE-Wechsels mit begleitenden Kontrollen durch den zugezogenen Sachverständigen. Durch die Vorläufer-Programme kann das Verhalten geänderter/neuer BE im Kernverband sowie der Einfluss dieser BE auf das Kernverhalten anlagenspezifisch beobachtet und bewertet werden, bevor ganze Nachladungen zum Einsatz kommen. Auf diese Art ist ein sicherer Einsatz auf Grundlage der vorherigen Strukturauslegung möglich.

Gemäß einer ENSI-Richtlinie für die Auslegung und den Betrieb von BE in der Schweiz /ENSI 15/ wird bei Vorläufer-BE unterschieden zwischen sogenannten „Lead Use Assemblies“ (LUA), wenn Betriebserfahrungen in anderen Anlagen vorhanden sind, und

„Lead Test Assemblies“ (LTA), wenn Betriebserfahrungen fehlen. Bei LTA müssen vor dem Einsatz einer größeren Anzahl BE während mindestens zwei Zyklen Vorläufer-BE eingesetzt werden. Bei LUA genügt eine Vorlaufzeit von einem Zyklus. Für LTA und LUA ist die Anzahl der Vorläufer-BE unter Berücksichtigung der Tragweite der Änderung zu begrenzen. In einer früheren Fassung der Richtlinie war konkret festgelegt, dass in einem Zyklus pro neuem Typ maximal acht BE neu eingesetzt werden dürfen /HSK 04/.

In KTA 3101.3 wird darauf hingewiesen, dass BE-Designänderungen, insbesondere im Hinblick auf das Verformungsverhalten, durch einen Relativvergleich zu betriebsbewährten BE-Designs bewertet werden können. Im Rahmen des Relativvergleichs ist zu zeigen, dass BE-Verformungen so begrenzt werden, dass die Anforderungen hinsichtlich SE-Bewegungen eingehalten und Beschädigungen der BE oder der angrenzenden Komponenten vermieden werden.

2.6 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Im Rahmen des Vorhabens wurde die deutsche Betriebserfahrung mit Brennelementen auf der Basis meldepflichtiger Ereignisse ausgewertet. Insgesamt wurden ca. 140 meldepflichtige Ereignisse im Zeitraum seit Beginn des kommerziellen Betriebs deutscher Kernkraftwerke bis zum Jahr 2016 identifiziert und systematisch in einer Datenbank BEMBE (Betriebserfahrung mit Brennelementen (BE)) erfasst. Ergänzend wurde auch die ausländische Betriebserfahrung auf Basis einer Auswertung der Datenbank des IRS-Systems berücksichtigt.

Wie die Auswertung zeigt, waren sowohl bei DWR- als auch bei SWR-BE praktisch alle BE-Bauteile Gegenstand von meldepflichtigen Ereignissen oder IRS-Meldungen, wobei jeweils am häufigsten Brennstäbe von Schädigungen betroffen waren.

Brennstab-Schäden, die im laufenden Betrieb zu Undichtigkeiten des Hüllrohrs führen, werden zuverlässig durch die Einrichtungen zur Aktivitätsüberwachung detektiert. Schädigungen an anderen BE-Bauteilen wurden/werden hauptsächlich im Rahmen der wiederkehrenden BE-Inspektion in der Revision erkannt. In Anpassung an die Betriebserfahrung in jüngerer Vergangenheit wurden eine Reihe zusätzlicher Prüf- und Überwachungsmaßnahmen entwickelt, die in der Lage sind, Hinweise auf den Verfor-

mungszustand eines BE zu geben. Diese werden in Ergänzung zu den wiederkehrenden BE-Inspektionen eingesetzt.

Bei allen bisher gemeldeten Ereignissen war die tatsächliche sicherheitstechnische Bedeutung der Schädigungen gering: Unzulässige Aktivitätsfreisetzungen sowie eine Einschränkung der Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit des Reaktorkerns traten nicht auf. Dennoch hatten die Schädigungen vielfach unerwünschte Auswirkungen auf den Anlagenbetrieb, etwa durch einen Anstieg des Aktivitätsniveaus innerhalb der Anlage oder durch verlängerte Revisionszeiten. In einigen Fällen, wie z. B. der Verbiegung von DWR-BE, bestand bzw. besteht zudem das Potenzial für eine größere sicherheitstechnische Bedeutung.

Die Betriebserfahrung zeigt eine Vielzahl verschiedener Schädigungsmechanismen, darunter auch systematische Schädigungsmechanismen aus verschiedenen Ursachen wie z. B. Herstellungs- und Auslegungsfehler, ungeeignete Betriebsweisen und nur selten ungeeignete Werkstoffe. Typisch für BE-Schäden ist, dass bestimmte Schadensformen/Schädigungen nur in eng begrenzten Zeiträumen auftreten bzw. aufgetreten sind. Dies lässt sich mit der dynamischen Situation bei der BE-Entwicklung erklären. Diese unterliegen wie kaum eine andere Komponente eines Kernkraftwerkes einer stetigen Weiterentwicklung, die sowohl wirtschaftliche als auch sicherheitstechnische Ziele verfolgt. Maßnahmen zur Steigerung der Zuverlässigkeit sollen im Betrieb beobachtete Schäden wirksam beseitigen und damit einen möglichst störungsfreien Betrieb gewährleisten, die Verfügbarkeit der Anlage erhöhen und die Kollektivdosis der Mitarbeiter erniedrigen. Der wirtschaftliche Aspekt dominiert insbesondere bei solchen Innovationen, die der besseren Ausnutzung des Brennstoffs dienen.

Aus den betrachteten Fällen der Betriebserfahrung lässt sich folgern, dass sich beide Ziele nicht immer gleichzeitig erreichen lassen. Ein Beispiel für unerwünschte betriebliche Nebeneffekte sind die im Betrieb deutscher DWR aufgetretenen BE-Verformungen, die hauptsächlich einen BE-Typ betrafen. Hier ging die Optimierung der thermischen Performance mit einer, im Vergleich zu Vorgänger-Typen, reduzierten lateralen BE-Steifigkeit einher, die den dann im Betrieb aufgetretenen BE-Verbiegungen Vorschub leistete. Als Gegenmaßnahme sind an einigen dieser BE die Zircaloy-Führungsrohre durch Stahl-Führungsrohre ersetzt worden, um die laterale BE-Steifigkeit zu erhöhen und damit Verbiegungen vorzubeugen. Da die Stahl-Führungsrohre im Betrieb nicht wachsen, war bei diesen BE jedoch eine höhere Vorspannung der Niederhaltefe-

dern notwendig, die wiederum zum Bruch einer Reihe von Niederhaltefedern im Betrieb beitrug.

Auch Änderungen der Betriebsbedingungen mit dem Ziel, die Auslastung oder die Flexibilität im Lastfolgebetrieb der Anlagen zu steigern, können Quellen für betriebliche Schädigungen sein. Ein Beispiel hierfür sind die Brennstab-Schädigungen infolge PCI (Pellet Cladding Interaction), die in der jüngeren Vergangenheit in ausländischen SWR-Anlagen nach langer Zeit wieder beobachtet wurden. Ob die in den deutschen SWR-Anlagen an hinsichtlich PCI optimierten BE-Typen unerwartet aufgetretenen PCI-Schäden ebenfalls eine Folge zuvor umgesetzter Änderungen der Betriebsbedingungen waren, ist bislang nicht abschließend geklärt.

Wie aus den vertieft betrachteten Fällen hervorgeht, wurden die Ursachen für BE-Defekte zeitnah durch Umsetzung geeigneter Maßnahmen behoben. Je nach Schadensursache wurden hierbei Vorkehrungen getroffen, die die Auslegung, Herstellung, den Betrieb oder die Überwachung der BE im Betrieb betrafen. In manchen Fällen wurden vorgenannte Maßnahmen durch eine Anpassung administrativer Regelungen ergänzt.

Zusammenfassend lässt sich schlussfolgern, dass die wesentlichen aus der Betriebs Erfahrung bekannten Effekte im Rahmen der BE-Auslegung berücksichtigt werden. Die vorhandenen Nachweise zeigen ausreichende Reserven für die mechanischen Auslegungsparameter im Leistungsbetrieb, bei Störfällen und Einwirkungen von außen (Erdbeben) auf. So sind Sicherheitsfaktoren für plastische Verformungen und Führungsrohr-Knicken typischerweise größer als zwei. Im Detail sind jedoch folgende Aspekte noch nicht vollständig geklärt:

- Die Einflüsse von betriebsbedingten BE-Verformungen auf die Ergebnisse der Spannungs- und Stabilitätsanalyse werden bislang nicht berücksichtigt. Für bestrahlte BE, die für den betrieblichen Wiedereinsatz vorgesehen sind, ist bislang nicht gezeigt worden, wie sich die BE-Verformungen auf die Spannungs- und Stabilitätsanalyse auswirken und ob die vorhandenen Auslegungsreserven die möglichen ungünstigen Effekte abdecken. Eine entsprechende quantitative Analyse („Parameterstudie“) ist derzeit beim BE-Hersteller in Bearbeitung. Diese lässt eine konkretere Aussage zu den Ausnutzungsgraden für Knicken und plastische Verformungseinflüsse sowie zu den zu erwartenden Spannungs- und Stabilitätsreserven erwarten.

- Der Bruch einer vorgeschädigten Tragstruktur eines hoch abgebrannten SWR-BE in einer deutschen Anlage durch eine dynamische axiale Zugbeanspruchung bei der Handhabung wirft die Frage nach den vorhandenen Sicherheitsmargen hoch abgebrannter BE gegen Einwirkungen bei Handhabungsvorgängen auf. Anhand der zugänglichen Quellen zur Auslegung von Brennelementen lässt sich nicht erkennen, ob solche Einwirkungen im Rahmen der Auslegung berücksichtigt werden bzw. wie hoch entsprechende Sicherheitsmargen sind.

Im Allgemeinen werden bei den Spannungs- und Stabilitätsanalysen im Rahmen der Auslegung der BE-Struktur die spezifizierten Werkstoffwerte des unbestrahlten Materials herangezogen, da diese als abdeckend für die gesamte Einsatzzeit erachtet werden. Aus der internationalen Betriebserfahrung liegen Hinweise vor, die diese Annahme zumindest für Abstandhalter in Frage stellen.

3 Druckführende Komponenten

Die sicherheitstechnischen Anforderungen an die druckführenden Komponenten und mechanischen Einrichtungen ergeben sich aus ihren jeweiligen sicherheitstechnischen Aufgaben, die im Zusammenhang mit der Abschaltbarkeit der Anlage, dem Einschluss der radioaktiven Stoffe und der ausreichenden Wärmeabfuhr stehen. Die entsprechenden übergeordneten Anforderungen sind in den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SIA 15/ einschließlich ihrer Interpretationen /INT 13/ enthalten. Weitere detaillierte Anforderungen sind für die meisten Einrichtungen durch einschlägige KTA-Regeln vorhanden, d. h. die Reihen KTA 3201 (Druckführende Umschließung), KTA 3211 (Äußere Systeme), KTA 3301 und 3303 (Wärmeabfuhrsysteme) sowie KTA 3401 (Sicherheitsbehälter aus Stahl und dessen Durchführungen).

In diesem Kapitel werden alle druckführenden Komponenten – im Weiteren Rohre, Behälter, Armaturengehäuse – u. a. in Systemen der Nuklearen Wärmeerzeugung, der Nukleartechnischen Hilfsanlagen, des Wasser-Dampf-Kreislaufes und der (sicherheitstechnisch wichtigen) Kühlwassersysteme betrachtet. Nach einer ausführlichen Auswertung der nationalen und internationalen Betriebserfahrung im Hinblick auf Herstellungs- und Auslegungsfehler (Abschnitt 3.1) wird der Herstellungsprozess einzelner Großkomponenten näher beleuchtet (Abschnitt 3.2) und Prüf- und Überwachungsmaßnahmen vorgestellt (Abschnitt 3.3). Hilfssysteme der Notstromdiesel bzw. der Notspeisenotstromdiesel wurden nicht berücksichtigt. Gleiches gilt für die Ölsysteme für Pumpen und die Turbine sowie für Druck- und Steuerluftversorgungen.

3.1 Auswertung der Betriebserfahrung

In der deutschen Betriebserfahrung (Abschnitt 3.1.1) werden Herstellungs- und Auslegungsfehler an druckführenden Komponenten, die sicherheitstechnisch relevante Auswirkungen haben könnten, grundsätzlich durch entsprechende Meldekriterien (vgl. hierzu Abschnitt 3.1.1.1) erfasst. Eine statistische bzw. quantitative Auswertung ist dennoch vor dem Hintergrund schwierig, dass sich die Meldekriterien im Laufe der Zeit verändert haben, diese nicht immer in allen Anlagen gleich interpretiert bzw. angewandt wurden und viele Fehler mangels sicherheitstechnischer Relevanz nicht meldepflichtig sind.

Vorkommnisse in ausländischen Anlagen (Abschnitt 3.1.2) werden über das IRS oder die CODAP-Datenbank (Component Operational Experience, Degradation & Ageing

Programme) von den einzelnen Teilnehmerländern nach uneinheitlichen Kriterien gemeldet. Das Ziel von IRS und CODAP liegt allerdings nicht in der vollständigen Erfassung aller Schäden oder Ereignisse, sodass hier eine Auswertung der Häufigkeiten nur begrenzte Aussagekraft hat.

3.1.1 Deutsche Betriebserfahrung

3.1.1.1 Meldekriterien

Die Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) legt u. a. fest, nach welchen Kriterien Vorkommnisse in deutschen Anlagen an die Behörden gemeldet werden müssen. Sie basiert auf den „Meldekriterien für Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken“ vom 20.06.1985 /BMI 85/ und enthält im Vergleich zu diesen vor allem Präzisierungen und nur wenige neue Meldekriterien. Die Ursprungsfassung der AtSMV stammt vom 14.10.1992 und wurde in der Folge mehrfach angepasst. Dabei wird je nach sicherheitstechnischer Relevanz zwischen Sofortmeldungen (S), Eilmeldungen (E, innerhalb von 24 h) und Normalmeldungen (N, innerhalb von fünf Tagen) unterschieden. Nach den neuesten Meldekriterien von 2010 /BMU 10/ sind folgende Vorkommnisse mit Relevanz für dieses Kapitel meldepflichtig:

- Ableitung/Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung.
Freisetzung innerhalb der Anlage außerhalb Kontrollbereich.
Erhebliche Kontaminationen, Verschleppung radioaktiver Stoffe außerhalb Überwachungsbereich/außerhalb Betriebsgelände.
- Funktionsstörungen, Schäden, (Teil-) Ausfälle in Sicherheitssystemen/sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen.
Schaden, Ausfall, Befund mit Hinweis auf systematischen Fehler in Sicherheitssystemen/sicherheitstechnisch wichtigen Systemen/in betrieblichen Systemen mit Übertragbarkeit auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme.
Funktionsstörungen an Sicherheits-, Abblase-, Entlastungsventilen.
Sicherheitstechnisch bedeutsame Überschreitung eines Auslegungswertes.
Sicherheitstechnisch bedeutsame Abweichung vom spezifizierten Zustand im Sicherheitssystem/sicherheitstechnisch wichtigen Systemen.
- Leckagen, Risse, Schäden an Rohren/Behältern, die zur Auslösung einer Schutzaktion führen (S), die zum Abfahren der Anlage führen (im Reaktorkühlsystem (Primärkreis), Speisewasser- oder Frischdampfsystem) (E), in Einrichtungen der

Sicherheitssysteme/sonstiger aktivitätsführender Systeme, Frischdampf-(FD-) oder Speisewasser-(SpW-)System (außerhalb der ersten Absperrarmatur nur, wenn ein Auslegungsmangel/Überlastung vorliegt) (N).

Dampferzeuger-Heizrohrleck mit Abfahren der Anlage.

Versagen Druckbehälter, Schwungmasse, Rohrbruch mit Funktionsbeeinträchtigung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme (E), Schaden an Druckbehältern mit möglicher folgender Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme oder Störfallauslösung (N).

- Automatisches Ansprechen der Sicherheitsventile der DFU.
Lose Teile/Fremdkörper in DFU oder Sicherheitssystemen mit unzulässiger Beeinträchtigung.
Wasserhammer, Schäden an Aufhängungen, Dämpfungen oder ähnliches an sicherheitstechnisch wichtigen Rohrleitungen.

3.1.1.2 Überblick über meldepflichtige Ereignisse

Ausgewertet wurden die GRS-Datenbanken VERA und KOMPASS unter Berücksichtigung aller dort aufgeführten Leistungsreaktoren über den kompletten verfügbaren Zeitraum bis einschließlich 2015. Ausgenommen sind die Anlagen der ehemaligen DDR, da Ereignisse in diesen Anlagen erst ab der Wiedervereinigung erfasst wurden und die Anlagen anschließend zügig stillgelegt wurden. Somit ist hier keine aussagekräftige Auswertung möglich. Es wurden nur Ereignisse ausgewertet, bei denen die Schadensursache angegeben war. Dies erklärt auch, warum vor allem in den Jahren 2014 und 2015 nur wenige Ereignisse aufgeführt sind. In vielen Fällen waren von den Ereignissen nur die vorläufigen Meldungen ohne Angabe der Schadensursache verfügbar.

Gemäß der Meldekriterien (vgl. hierzu Abschnitt 3.1.1.1) werden demnach nur solche Fehler sicher erfasst, die durch Ausfälle, Prüfbefunde oder ähnliches auffallen. Das heißt in nicht sicherheitstechnisch wichtigen oder gering beanspruchten Systemen, in denen keine zerstörungsfreien Prüfungen, sondern nur Druck- und/oder Funktionsprüfungen durchgeführt werden, bleiben Fehler oftmals unentdeckt, solange sie nicht zu Leckagen oder Brüchen führen. Dies erklärt auch, warum einige Herstellungsfehler erst nach vielen Jahren entdeckt wurden, z. B. dann, wenn ein Schweißfehler Ausgangspunkt für einen Ermüdungsrisso war.

In Abb. 3.1 ist die Anzahl meldepflichtiger Ereignisse aufgrund von Herstellungs- (H) und Auslegungsfehlern (A) pro Kalenderjahr aufgetragen. Ereignisse, die sowohl einen Herstellungs- als auch einen Auslegungsfehler als Ursache haben, werden doppelt gezählt. Beim zeitlichen Verlauf der Ereigniszahlen zeigt sich insgesamt – mit Ausreißern – ein abnehmender Trend mit der Zeit. Die klassischerweise erwartete „Badewannenkurve“, bei der am Anfang viele Ereignisse auftreten, danach eine ganze Zeit lang deutlich weniger und gegen Ende der Laufzeit die Anzahl der Ereignisse wieder ansteigt, kann hier nicht beobachtet werden. Zu beachten ist dabei aber auch, dass die maximale Laufzeit der Anlagen von 37 Jahren im internationalen Vergleich eher gering ist und somit die möglichen Folgen eines Langzeitbetriebes – insbesondere über die Auslegungslaufzeit von zumeist 40 Jahren hinaus – nicht sichtbar werden.

Bei genauerer Betrachtung fallen sowohl eine geringe Zahl von Ereignissen in den Jahren 1972 bis 1975 als auch zwei Häufungen Ende der 1970er und Anfang der 1990er Jahre auf. Vor 1972 wurden keine Ereignisse gemeldet, die Herstellungs- oder Auslegungsfehler als Ursache hatten. Bildet man das Verhältnis von Ereignissen pro Anlage, so liegt dieser Wert in der Regel bei etwa 0,5, mit Ausnahme Ende der 1970er, wo er fast 2 erreicht, Anfang der 1990er, wo er nur etwas überdurchschnittlich ist, und Anfang der 1970er Jahre, wo er deutlich kleiner ist. Die geringe Anzahl von Ereignissen in den Jahren 1972 bis 1975 lässt sich damit erklären, dass zu dieser Zeit die Erfassung meldepflichtiger Ereignisse noch nicht vollständig etabliert war und auch nur verhältnismäßig wenige Anlagen in Betrieb waren.

Der Anstieg zum Ende der 1970er Jahre lässt sich damit erklären, dass in dieser Zeit viele Anlagen neu errichtet wurden bzw. ans Netz gingen, sodass hier während der Inbetriebnahme und der ersten Revisionen eine erhöhte Anzahl an Herstellungsfehlern zu Tage trat. Die Zahl der gemeldeten Auslegungsfehler bleibt auch zu dieser Zeit gering und zeigt im gesamten Beobachtungszeitraum keinen klaren Trend. Zur Verdeutlichung ist in Abb. 3.1 ebenfalls die Anzahl der Anlagen im Leistungsbetrieb aufgetragen. Zu bedenken ist allerdings, dass auch Anlagen im Nachbetrieb bzw. in der Stilllegung Ereignisse melden, wenn auch in deutlich geringerem Maße.

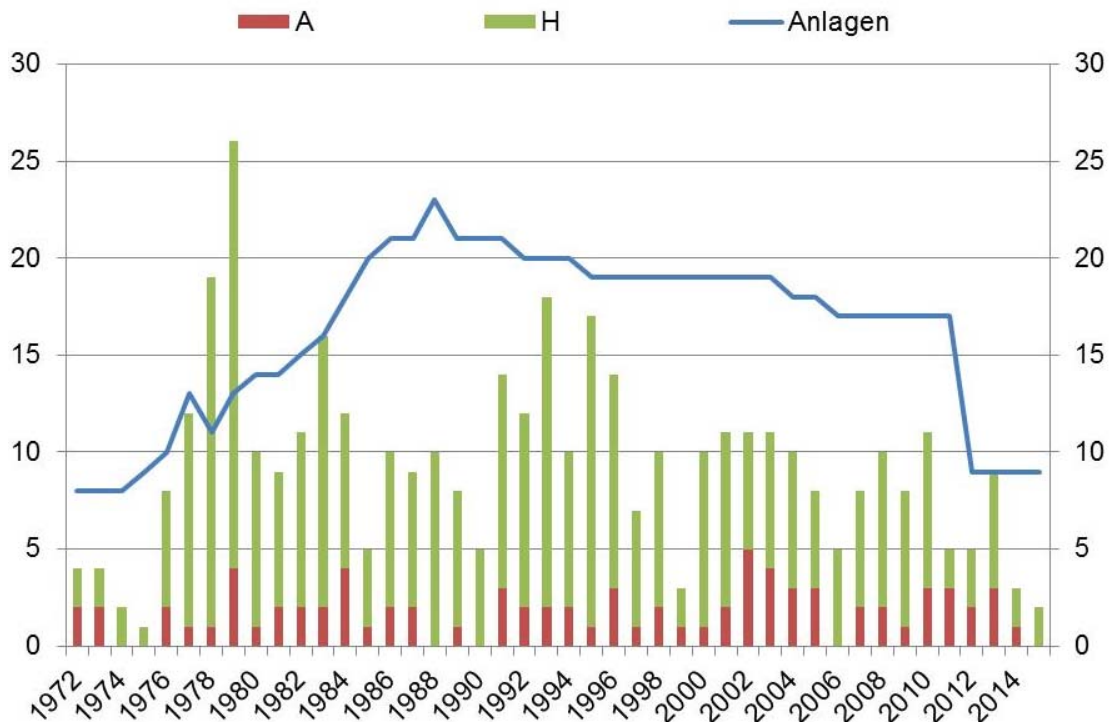


Abb. 3.1 Übersicht über meldepflichtige Ereignisse aufgrund von Herstellungs- (H) oder Auslegungsfehlern (A) pro Kalenderjahr

Ebenfalls mit aufgetragen ist die Gesamtzahl an Anlagen, welche sich in den jeweiligen Jahren im Leistungsbetrieb befanden.

Der Anstieg zu Beginn der 1990er Jahre kann einerseits damit erklärt werden, dass in dieser Zeit mehrere GRS-Weiterleitungsnachrichten (siehe auch Abschnitt 3.1.1.3) verfasst wurden, die zu verstärkten Übertragbarkeitsprüfungen in den Anlagen führten. Als Folge dessen wurden oft vergleichbare Fehler gefunden und gemeldet. Zur gleichen Zeit trat die AtSMV in Kraft, mit der die Meldekriterien präzisiert und wenige neue Meldekriterien eingeführt wurden (vgl. hierzu Abschnitt 3.1.1.1). Ebenfalls in diesem Zeitbereich gab es große Fortschritte bei zerstörungsfreien Prüftechniken, wodurch oftmals bisher unentdeckte Fehler erstmals zu Tage traten und somit gemeldet werden mussten /REC 09/. Dies könnten weitere Erklärungen für den Anstieg der Ereignis-Zahlen in diesem Zeitraum sein. In den gleichen Zeitraum fällt auch eine Neufassung des KTA-Regelwerks (z. B. KTA 3201.4 /KTA 90a/) mit veränderten Prüfvorschriften. Allerdings führt die Umsetzung des Basissicherheitskonzepts bzw. eine Neubewertung existierender Komponenten zu reduzierten Prüfanforderungen, sodass aufgrund der Neufassung die Zahl meldepflichtiger Ereignisse nicht signifikant anstieg.

Im Gegensatz zur Häufung an Ereignissen Ende der 1970er Jahre im Zuge der Inbetriebnahme vieler Anlagen ist in den 1980er Jahren ein vergleichbarer Anstieg nicht erkennbar, obwohl ebenfalls viele Anlagen neu in Betrieb genommen wurden. Dies ist das Ergebnis der konsequenten Verbesserung von Auslegung und Herstellungsverfahren auf Basis der Betriebserfahrung verknüpft mit der Aufstellung des Konzepts der Basissicherheit. So wurden in der Rahmenspezifikation Basissicherheit der Reaktorsicherheitskommission (RSK) /RSK 79/ und anschließend in den einschlägigen KTA-Regeln Anforderungen an die konstruktive Gestaltung, Auslegung und Fertigung definiert. Dabei spielt neben den rein technischen Verfahren vor allem auch die Qualitätskontrolle eine zunehmend wichtigere Rolle. Zusätzlich nimmt das erforderliche Qualitätsmanagement – sowohl als fertigungsvorbereitende Maßnahme als auch während und nach der Fertigung – einen erheblichen Raum ein (vgl. hierzu Abschnitt 3.2).

Das bedeutet auch, dass über den gesamten Zeitraum der große Teil der Ereignisse von den DWR-Anlagen der 2. Generation und den SWR-Anlagen der Baulinie 69 verursacht wurden. Viele der aufgetretenen Fehler sind dabei auch als „Spätfolgen“ von Herstellungsfehlern bei der Errichtung anzusehen (vgl. auch Abschnitt 3.1.1.1). Ein weiteres Ergebnis der verbesserten Qualitätssicherung ist, dass in den neueren Anlagen (3. und 4. Generation DWR, auch bezeichnet als Vor-Konvoi und Konvoi; bzw. Baulinie 72 von SWR) die Ereignisse mit der Ursache Schweißfehler auch prozentual deutlich weniger geworden sind. Hier bekommen die Montagefehler und Fehler im Herstellerwerk prozentual mehr Bedeutung, auch wenn hier die absoluten Zahlen immer noch deutlich geringer sind.

Dieser Effekt kann man auch in Abb. 3.2 erkennen, in der Vorkommnisse mit Herstellungs- (H) bzw. Auslegungsfehlern (A) nach Anlagen aufgeschlüsselt aufgetragen sind. Bei den DWR zeigt sich klar, dass die Ereignisse bei Vor-Konvoi- und Konvoi-Anlagen sehr viel seltener auftreten als bei den älteren. Bei den SWR zeigt sich vergleichbar, dass bei der Baulinie 72 deutlich weniger Ereignisse auftraten als bei der Baulinie 69. Bei beiden Reaktortypen fällt auf, dass bei den ältesten Anlagen des jeweiligen Typs nicht – wie sich vermuten ließe – die höchste Anzahl an Ereignissen vorliegt. Zum einen liegt dies daran, dass zu der Zeit der Errichtung und Inbetriebnahme der Anlagen in den 1960er bis Anfang der 1970er Jahren die Ereignisse noch nicht systematisch erfasst wurden. Zusätzlich ist auch vorstellbar, dass bei den ersten Anlagen eines Typs in Ermangelung umfangreicher Betriebserfahrung und genauer Berechnungsmethoden

konservativer ausgelegt und mit besonderer Sorgfalt gefertigt wurde, sodass weniger Schäden auftraten bzw. gemeldet wurden.

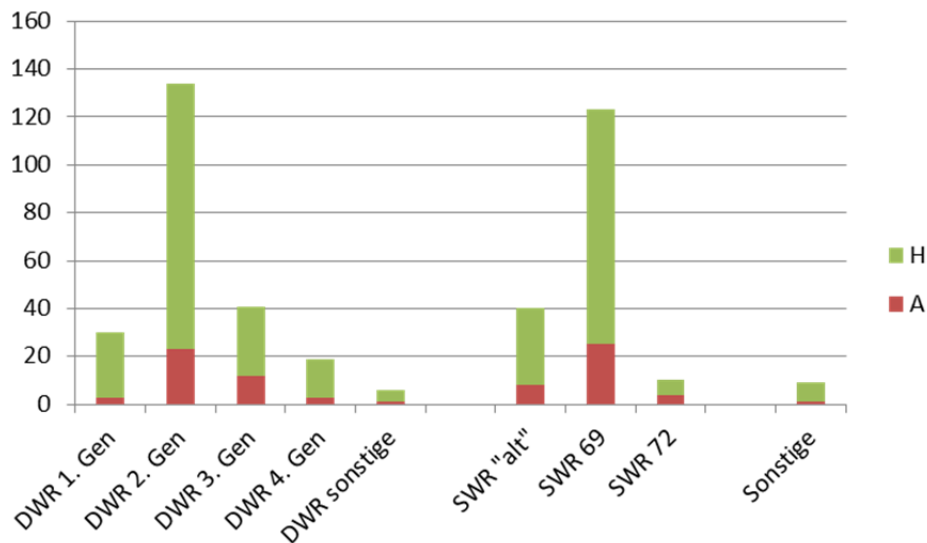


Abb. 3.2 Übersicht über meldepflichtige Ereignisse bezüglich Herstellungs- (H) und Auslegungsfehlern (A) aufgeschlüsselt nach Generationen

Dieser Effekt ist vor allem bei den ältesten SWR-Anlagen und den übrigen Reaktortypen anzutreffen. In beiden Fällen kommt zusätzlich zur obigen Argumentation hinzu, dass die Anlagen oft nur kurze Betriebszeiten hatten und anschließend zügig die Stilllegung eingeleitet wurde, sodass eventuelle Fehler nicht entdeckt wurden.

Bei genauerer Analyse der Auslegungsfehler zeigt sich, dass Schäden durch Überlastung zu großen Teilen nur bei SWR-Anlagen auftraten, während falsche Werkstoffwahl und Schäden durch Fehler in Aufhängung/Isolation vor allem bei DWR-Anlagen zu meldepflichtigen Ereignissen führten. Dabei muss immer beachtet werden, dass erkannte Problemstellen auch behoben worden sein konnten, ohne dass dies durch meldepflichtige Ereignisse erfasst wurde. Bei den Herstellungsfehlern lassen sich derartige Trends nicht erkennen.

3.1.1.3 Zusammenfassung der Weiterleitungsnachrichten

Im Rahmen des Projektes wurde die Gesamtheit der GRS-Weiterleitungsnachrichten analysiert und die im Zusammenhang mit Herstellungs- oder Auslegungsfehlern stehenden Weiterleitungsnachrichten genauer ausgewertet. Da diese nur geschrieben werden, wenn die Ereignisse für deutsche Anlagen relevant sind, geschah dies unab-

hängig davon, ob das/die auslösende(n) Ereignis(se) aus deutschen oder ausländischen Anlagen stammte(n). Insgesamt wurden 29 relevante Weiterleitungsnachrichten identifiziert, davon 17 zu Auslegungsfehlern und 17 zu Herstellungsfehlern, wobei auch hier Weiterleitungsnachrichten doppelt gezählt werden, falls sie sowohl Auslegungs- als auch Herstellungsfehler als Ursache angeben. 22 der relevanten Weiterleitungsnachrichten wurden zu Ereignissen in deutschen Anlagen geschrieben, acht zu Ereignissen in ausländischen Anlagen, wobei auch hier eine Weiterleitungsnachricht doppelt gezählt wurde, da sie sich sowohl auf ein Ereignis in einer deutschen als auch in einer ausländischen Anlage bezog.

Im Vergleich zu den meldepflichtigen Ereignissen ist der Anteil der Weiterleitungsnachrichten zu Auslegungsfehlern sehr viel höher, wie Abb. 3.3 deutlich zeigt. Das erscheint auch plausibel, da Auslegungsfehler im Vergleich zu Herstellungsfehlern in der Regel systematischerer Natur sind und davon potenziell mehr Anlagen betroffen sein können, während Herstellungsfehler häufig Einzelereignisse sind. Bei Herstellungsfehlern kommt hinzu, dass diese, wenn es sich z. B. um Schweißfehler an sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten handelt, meldepflichtig sind und hier erfasst werden, obwohl man daraus keine neuen Erkenntnisse gewinnen kann.

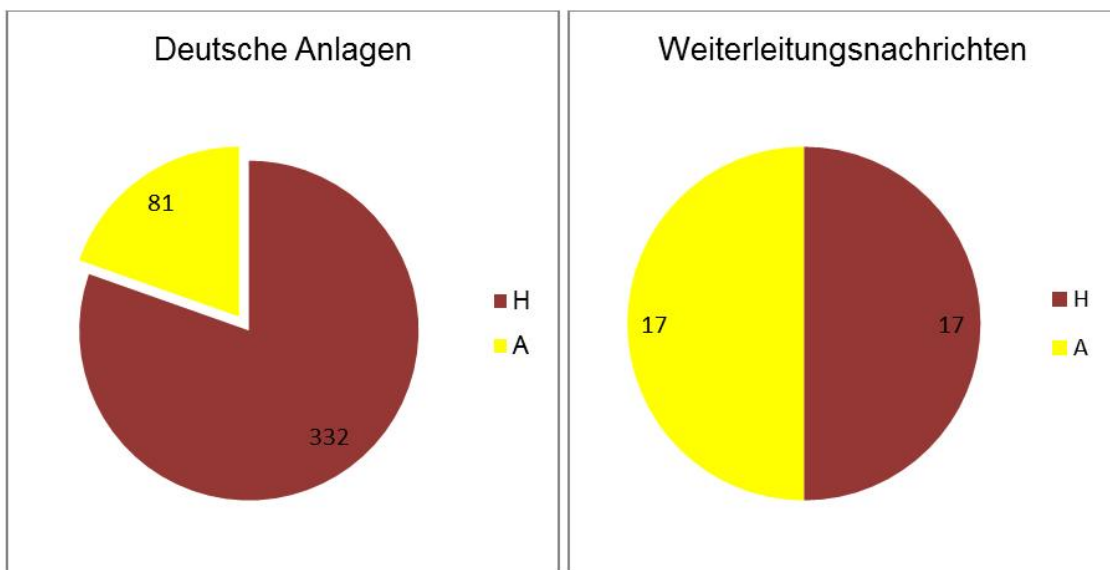


Abb. 3.3 Verhältnis von Herstellungs- (H) und Auslegungsfehlern (A) bei meldepflichtigen Ereignissen aus deutschen Anlagen (links) und GRS-Weiterleitungsnachrichten (rechts)

Eine zeitliche Aussage über Weiterleitungsnachrichten, wie etwa Anzahl Weiterleitungsnachrichten pro Jahr ist dabei nicht möglich. Zum einen ist die Anzahl relevanter

Weiterleitungsnachrichten zu gering, zum anderen haben sich auch die Kriterien, nach denen eine Weiterleitungsnachricht geschrieben wird, im Laufe der Zeit verändert. Die berücksichtigten Weiterleitungsnachrichten sind in Tab. 3.1 zu finden, zusammen mit einer Beschreibung des Herstellungs- bzw. Auslegungsfehlers.

Durch Empfehlungen in den Weiterleitungsnachrichten werden oft Prüfprogramme in den Anlagen ausgelöst, die in der Folge weitere meldepflichtige Ereignisse nach sich ziehen, aus denen dann in der Regel aber keine neuen Erkenntnisse gewonnen werden können. Dies ist eine Erklärung für den Anstieg meldepflichtiger Ereignisse zu Beginn der 1990er Jahre, da in diese Zeit zwei relevante Weiterleitungsnachrichten fallen, die zu Sonderprüfungen geführt haben (vgl. hierzu Abschnitt 3.1.1.2, insb. Abb. 3.1)

Tab. 3.1 Übersicht über die für dieses Projekt relevanten GRS-Weiterleitungsnachrichten mit Kurzbeschreibung der Schadensursache, aufgeschlüsselt nach Herstellungs- und Auslegungsfehler gemäß Definition in Abschnitt 3.1.1.4

WLN	Jahr	Anlage	Herstellungsfehler	Auslegungsfehler
„Schäden an Turbinenzapfleitungen“	1982	DWR, USA	mangelhafte Durchführung von ZfP, mangelhafte Auswertung der Betriebserfahrung	Nicht-Berücksichtigung von Teillastzuständen in Konstruktion und Werkstoffwahl
„Heißrisse an austenitischen basissicheren Rohrbögen“	1983	DWR, Deutschland	Schweißbedingte Fehler in der WEZ von Rohrleitungsschweißnähten in Rohren kleiner Durchmesser	
„Bruch einer Speisewasserleitung“	1985	DWR, Deutschland		Nicht-Berücksichtigung der Wärmeausdehnung eingeschlossener Wassersäulen
„Bruch der Ansaugleitung einer Hauptspeisewasserpumpe“	1987	DWR, USA		konstruktiv ungünstige Rohrleitungsanordnung, Nicht-Berücksichtigung aller Anlagenzustände, ungünstige Werkstoffwahl in Verbindung mit der Wasserchemie
„Durchgehender Riss in einer nicht absperrbaren Rohrleitung des Not- und Nachkühlsystems“	1988	DWR, Belgien		thermische Ermüdung durch Nicht-Berücksichtigung der Möglichkeit von Armaturenleckagen
„Bruch einer Speisewasserleitung“	1990	WWER, Finnland		geometrisch ungünstige Konstruktion, ungünstige Werkstoffwahl in Verbindung mit der Wasserchemie

WLN	Jahr	Anlage	Herstellungsfehler	Auslegungsfehler
„Befunde an Reaktordruckbehälterdeckeln von zwei Siedewasserreaktoren in den USA“	1990	2 SWR, USA	Unterplattierungsrisse, Plattierungsfehler, Einschlüsse bei Herstellung, Beschädigung im Herstellerwerk	
„Befunde an einer Schweißnaht einer Treibwasserschleife“	1992	SWR, Deutschland	Heißrissbildung während der Fertigungsschweißung	
„Befunde an Schweißnähten von austenitischen Rohrleitungen“	1992	SWR, Deutschland	Heißrissbildung während der Fertigungsschweißung ²	
„Kühlmittleckage an einer Einspeiseleitung des Volumenregelsystems“	1995	2 DWR, Deutschland	falsch montierte Stoßbremse, Fehlstelle beim Schmieden	nicht berücksichtigte Wechsellasten durch Schwingungen der HKMP, thermische Schichtungen durch nicht ganz schließende Rückschlagklappen
„Tropfleckage am Armaturengehäuse im Nachkühlsystem“	1995	DWR, Deutschland	herstellungsbedingter Gussfehler	
„Kühlmittelverlust durch eine Leckage im Nachkühlsystem“	1998	DWR, Frankreich		thermische Ermüdung durch Nicht-Berücksichtigung aller Anlagenzustände
„Bruch einer Steuerleitung im Turbinenschutz-Niederdruck-Bypass-System“	2000	SWR, Deutschland		Überbelastung durch Radiolyse-gas-Reaktion
„Korrosionsbeläge an Vorsteuer-ventilen der Druckhalter-Sicherheitsventile“	2000	DWR, Deutschland	Verunreinigungen während Fertigung	

² In der Zwischenzeit hat sich gezeigt, dass die Schadensursache interkristalline Spannungsrisskorrosion an austenitischen Rohrleitungen unter SWR-Bedingungen ist.

WLN	Jahr	Anlage	Herstellungsfehler	Auslegungsfehler
„Rissbefunde in einer Mischnaht am Stutzen einer Nachkühlleitung“	2001	DWR, Deutschland	Schweißfehler (u. a. Heißrisse, Plattierungsfehler)	
„Schäden an Mischnähten der Reaktordruckbehälterstutzen“	2001	DWR, USA und DWR, Schweden	fehlerhafte Schweißnahtreparaturen während der Fertigung	falsche Werkstoffwahl
„Abriss eines Wärmeschutzrohres am Stutzen des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems“	2003	DWR, Deutschland	Schweißfehler (u. a. Wurzelrückfall) mit folgender Ermüdung	Nicht-Berücksichtigung von Schwingungsanregung durch Strömung
„Befunde an Speisewasserstutzen der Dampferzeuger“	2003	DWR, Deutschland		Nicht-Berücksichtigung von großen Temperaturgradienten beim Abfahren und anschließender Stillstandskorrosion
„Befunde an nuklearen Zwischenkühlern“	2004	DWR, Deutschland	Abweichungen von Zeichnung und Fertigungsplan, mangelhafte Überwachung und Qualitätssicherung	
„Dampfleckage an einer Messleitung an einem Dampferzeuger“	2004	DWR, Deutschland		Nicht-Berücksichtigung der Stillstandskorrosion
„Befund an einem Sicherheitsventil im Volumenregelsystem in der Revision“	2004	DWR, Deutschland		falsche Werkstoffwahl bzw. Nicht-Berücksichtigung geänderter chemischer Randbedingungen bei der Dekontamination
„Kleinstleckagen an den Gehäusedeckeldichtungen der Druckhalter-Handabsperrentile“	2005	DWR, Deutschland		falsche Werkstoffwahl unter den gegebenen Bedingungen
„Schäden an den Reaktordruckbehälter-Deckelentlüftungsleitungen“	2005	2 DWR, Deutschland	Schweißfehler	konstruktionsbedingte Eigenschwingungen der Rohrleitung

WLN	Jahr	Anlage	Herstellungsfehler	Auslegungsfehler
„Schäden an Rohrleitungen in Nebenkühlwassersystemen für sicherheitstechnisch wichtige Kühlstellen“	2007	Mehrere SWR und DWR, Deutschland	Beschädigung der Innenbeschichtung	nicht vorhandene Beschichtung bzw. nicht resistenter Werkstoff
„Ansprechen von Sicherheitsventilen bei der Durchführung der RDB-Druckprüfung mit der Folge des Anrisses einer Impulsleitung“	2007	SWR, Deutschland		Ermüdung durch nicht berücksichtigtes Ventilflattern und folgende Schwingungen der Leitung
„Anrisse im Dichtungsgehäuse der Hauptkühlmittelpumpe“	2010	DWR, Deutschland		Ermüdung durch nicht berücksichtigte Schwingungen und thermische Wechselbeanspruchung
„Kleinstleckage an einer Entleerungsleitung am Dampferzeuger“	2011	DWR, Deutschland	Schweißfehler und folgende Spannungsrissskorrosion	
„Anzeigen im Vorschuhende des Stutzens der Hauptkühlmittelleitung zur Volumenausgleichsleitung“	2011	DWR, Deutschland und DWR, Schweiz	Fertigungsfehler (Abweichung von Zeichnung, Beschädigungen bei der Fertigung)	
„Schäden an Schiebern zur saugseitigen Absperrung der nuklearen Nebenkühlwasserpumpen“	2012	DWR, Deutschland	falsche Montage der Muttern, Werkstoffverwechslung	
„Anzeigen an Stiftschrauben des Rückschlagventilblocks der Frischdampfabschlussarmaturen im Zuge von zerstörungsfreien Prüfungen“	2015	DWR, Deutschland	wasserstoffinduzierte Versprödung/ Rissbildung durch den Herstellungsprozess (kathodisches Galvanisieren, Beizen)	

3.1.1.4 Analyse der Ereignisse nach Schadensorten und Schadensarten

Abb. 3.4 gibt einen Überblick über relevante meldepflichtige Ereignisse mit Schäden durch Herstellungsfehler aufgeschlüsselt nach Fehlerursache. Schweißfehler machen mehr als die Hälfte aller Ereignisse aus (Details in den nächsten beiden Absätzen). Die beiden folgenden, etwa gleich starken Kategorien sind Montagefehler und Herstellungsfehler. Zu Montagefehlern werden u. a. Beschichtungsfehler, Beschädigung beim Einbau, Abweichungen von der Zeichnung oder unvollständige Montage gerechnet. Zu Herstellungsfehlern zählen u. a. Gießfehler, fertigungsbedingte Einschlüsse, falsche Wärmebehandlung, Reparaturfehler und Beschädigungen im Herstellerwerk. In einigen Fällen waren Montage- und Herstellungsfehler Ausgangspunkt für andere Schädigungsmechanismen wie z. B. Korrosion oder Ermüdung. In die Kategorie „Human/Organisation Factors“ (HOF) gehören Handhabungs-/Bedienungsfehler und Mängel im Qualitätsmanagement-System. „Sonstiges“ fasst den Rest zusammen bzw. wurde dann ausgewählt, wenn keine klare Ursache zugeordnet werden konnte. Allerdings beschränkt sich „Sonstiges“ mit einer Ausnahme auf die Zeit vor 1982.

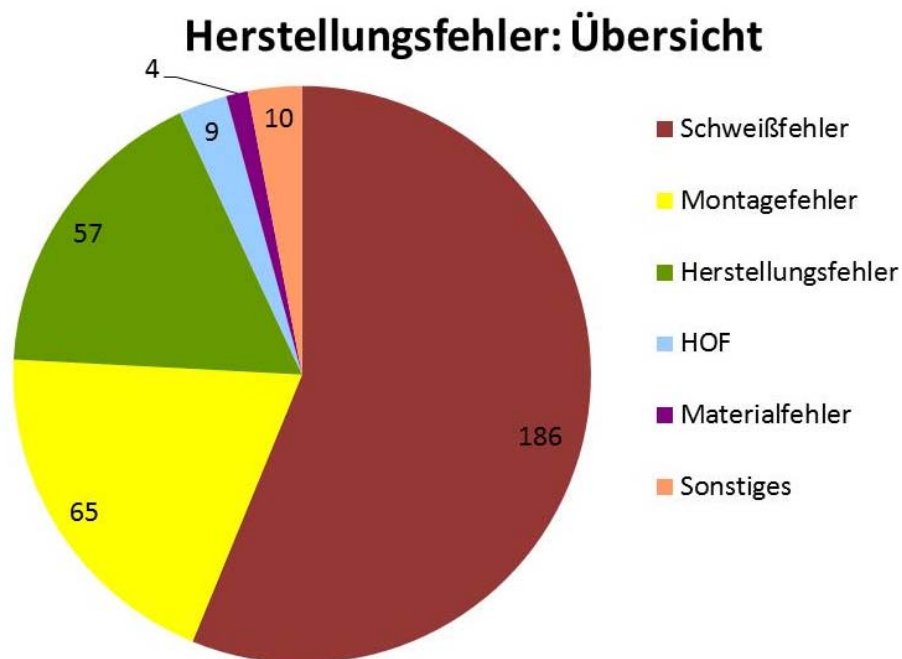


Abb. 3.4 Übersicht über relevante meldepflichtige Ereignisse mit Schäden durch Herstellungsfehler aufgeschlüsselt nach Fehlerursache. HOF: Human/Organisation Factors

Die große Anzahl an Ereignissen basierend auf Schweißfehlern ist insofern verständlich, da der Schweißprozess ein komplexer Vorgang ist, bei dem an verschiedenen Stellen Fehler auftreten können. Aus diesem Grund sind in den jeweiligen KTA-Regeln (Reihe KTA 1408 /KTA 08a/, /KTA 08b/, /KTA 08c/, KTA 3201.3 /KTA 07/ und KTA 3211.3 /KTA 12c/) detailliert und umfangreich Anforderungen an die Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und den Schweißprozess aufgeführt, um die Anzahl an Schweißfehlern soweit wie möglich zu reduzieren und die Qualität der Schweißverbindung sicherzustellen. Aufgrund der vielen (möglichen) Fehler werden Schweißnähte umfangreichen zerstörungsfreien Prüfungen unterzogen und auch im Rahmen von Wiederkehrenden Prüfungen bevorzugt geprüft, um mögliche Fehler rechtzeitig zu entdecken. Der Erfolg der getroffenen Maßnahmen zeigt sich daran, dass bei den neueren Anlagen Schweißfehler auch prozentual weniger Bedeutung haben (vgl. hierzu Abschnitt 3.1.1.2). Ebenso zeigt sich, dass die Anzahl gemeldeter Schweißfehler in den letzten Jahren seit 2000 rückläufig ist – sowohl in absoluten Zahlen als auch prozentual, d. h. auch bei Austauschmaßnahmen bzw. Reparaturschweißungen konnte durch Anwendung dieser Maßnahmen die Anzahl an Schweißfehlern ebenfalls reduziert werden.

Die Kategorie „Schweißfehler“ ist in Abb. 3.5 weiter aufgeschlüsselt. In etwa der Hälfte der Ereignisse war entweder keine detailliertere Beschreibung des Schweißfehlers vorhanden oder er ließ sich keiner der übrigen Kategorien zuordnen (Kategorie „Schweißfehler“ in Abb. 3.5). In einigen Fällen war ein Schweißfehler Ursache bzw. Ausgangspunkt für weitere Schäden wie z. B. Risse durch Spannungsrisskorrosion oder Ermüdung (Kategorie „Schweißfehler mit Folgen“ in Abb. 3.5).

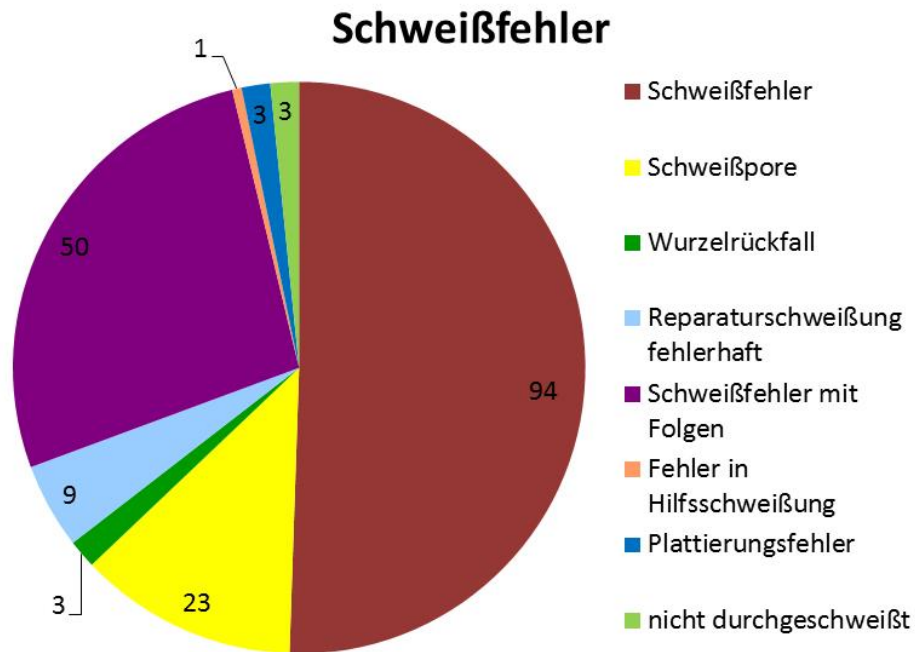


Abb. 3.5 Übersicht über relevante meldepflichtige Ereignisse mit Schäden durch Schweißfehler aufgeschlüsselt nach Kategorien

„Schweißfehler“ bedeutet hier entweder keine weitere Angabe oder keiner Kategorie zuzuordnen. „mit Folgen“ bedeutet: Ursache für andere Schädigungsmechanismen (z. B. SpRK, Ermüdung)

Abb. 3.6 gibt einen Überblick über verschiedene Arten von Auslegungsfehlern. Diese betreffen häufig eine geometrisch ungünstige Konstruktion („Konstruktionsfehler“, etwa 50 % der gemeldeten Ereignisse), sodass im Betrieb u. a. Zwängungen, Vibrationen oder Spannungen auftreten können, die anschließend das Bauteil schädigen, typischerweise über Ermüdung. „Überlastung“ fasst Ereignisse zusammen, bei denen aufgrund ungünstiger Anlagenparameter die Rohrleitung oder ähnliche überlastet wurde und versagte, z. B. durch Wasserschlag. Falsche Werkstoffwahl ist eine weitere Ursache. In diesem Fall war der gewählte Werkstoff unter den gegebenen Randbedingungen weniger beständig als angenommen und wurde in Austauschmaßnahmen, die häufig – gegebenenfalls durch Weiterleitungsnachrichten veranlasst – in mehreren Anlagen durchgeführt wurden, durch einen beständigeren ersetzt (vgl. hierzu Abschnitt 3.1.1.3). Mängel an der Isolation oder Aufhängung können ebenfalls zu Bauteilversagen führen, insbesondere wenn in der Nähe eine aktive Komponente dynamische Lasten verursacht. Eine detaillierte Behandlung zu Aufhängung und Stützkonstruktionen ist in Kapitel 4 zu finden.

Auslegungsfehler: Übersicht

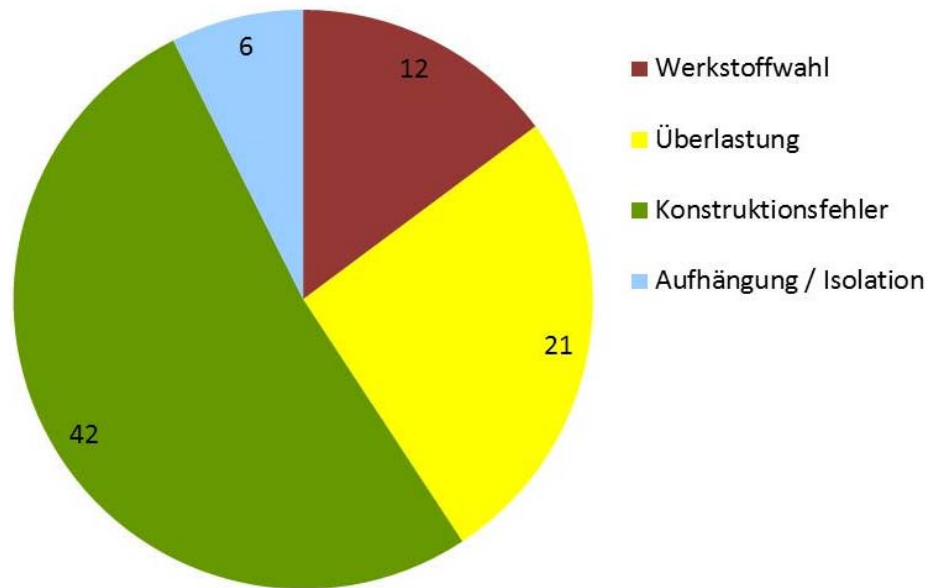


Abb. 3.6 Übersicht über meldepflichtige Ereignisse bezüglich Auslegungsfehlern

Das jeweilige System des betroffenen Bauteils wurde nach dem KKS-System klassifiziert. Abb. 3.7 zeigt eine Aufstellung nach verschiedenen übergreifenden Systembezeichnungen. Die Anzahl an Ereignissen im Bereich der Nuklearen Wärmeenergieerzeugung inkl. Sicherheitsbehälter (J), der Nukleartechnischen Hilfsanlagen (K) und des Wasser-Dampf-Kreislaufes (L) ist ungefähr gleich, während aus den Bereichen Kühlwasser (P) und vor allem Turbine (M) deutlich weniger Ereignisse gemeldet wurden. Zu beachten ist hierbei allerdings, dass aufgrund der Meldekriterien (vgl. hierzu Abschnitt 3.1.1.1) Schäden an nicht-nuklearen oder nicht sicherheitstechnisch wichtigen (Teil-)Systemen des Wasser-Dampf-Kreislaufs, der Turbine oder der Kühlsysteme häufig nicht meldepflichtig sind, sofern sie keine sicherheitstechnische Bedeutung bzw. keinen Verdacht auf Systematik haben, und somit hier nicht erfasst werden.

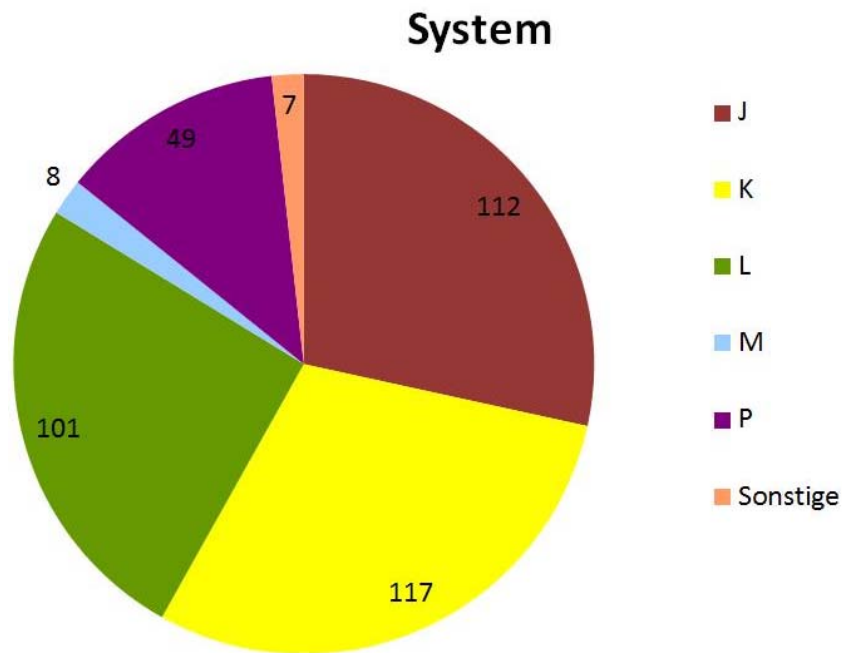


Abb. 3.7 Aufschlüsselung der meldepflichtigen Ereignisse mit Herstellungs- und Auslegungsfehlern nach Systemen

J: Nukleare Wärmeerzeugung inkl. Sicherheitsbehälter, K: Nukleartechnische Hilfsanlagen, L: Dampf-, Wasserkreisläufe, M: Hauptmaschinensätze, P: Kühlwasseranlagen

Am häufigsten betroffene Komponenten sind – wie in Abb. 3.8 aufgeführt – Rohrleitungen (etwa 2/3 der Ereignisse), was aufgrund der Gesamtlänge im Vergleich zu anderen Komponenten verständlich ist. Stutzen, Flansche und Wärmetauscher-Rohre wurden separat erfasst, da sie besondere Bedingungen an Fertigung und Einbau stellen. Pumpen- und Armaturengehäuse stellen eine weitere Gruppe. Behälter umfassen auch die Gehäuse von Wärmetauschern.

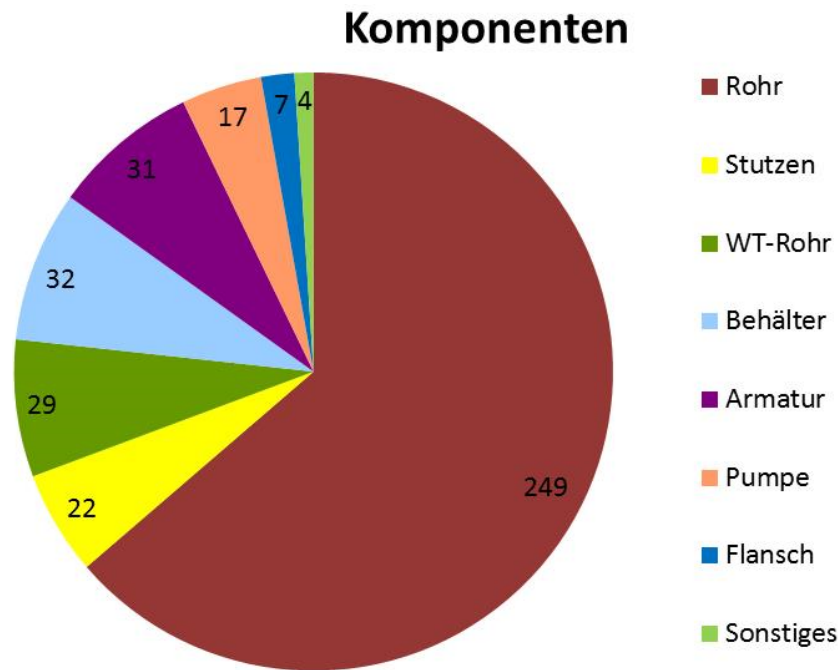


Abb. 3.8 Aufschlüsselung der meldepflichtigen Ereignisse mit Herstellungs- und Auslegungsfehlern nach Art der betroffenen Komponente

Ein Schwerpunkt der betroffenen Orte sind verhältnismäßig kleine Rohrleitungen, oft von Hilfssystemen oder Systemen, die nicht regelmäßig in Betrieb sind. Typischerweise sind dies Mess- und Entlüftungsleitungen oder Leitungen in Probenahme- oder Reinigungssystemen. Das wird verständlich, da an diesen Leitungen oftmals keine zerstörungsfreien Prüfungen durchgeführt werden und Herstellungsfehler somit längere Zeit unentdeckt bleiben, bis ein Schaden auftritt. Dazu kommt, dass an diese Leitungen oft verminderte Anforderungen bezüglich Herstellung und Prüfung gestellt werden, da die Auswirkungen eines Leitungsversagens verhältnismäßig gering sind.

Die Ereignisse wurden auch in Bezug auf den verwendeten Werkstoff analysiert. Hier konnten jedoch keine Häufungen bei bestimmten Werkstoffen gefunden werden, d. h. die Ereignisse verteilen sich gleichmäßig über alle Werkstoffe. Im Vergleich zu ausländischen Anlagen werden aus deutschen Anlagen nur wenige Schäden an Nickellegierungen gemeldet (vgl. vor allem Abschnitt 3.1.2.3). Grund dafür ist vor allem, dass in deutschen Anlagen Nickellegierungen nur relativ wenig verwendet wurden bzw. durch Überplattieren mit austenitischem Werkstoff der Kontakt zwischen Schweißnähten aus Nickellegierungen und heißem Primärmedium weitestgehend vermieden wurde. Für mehr Details sei auf /MIC 10/, Anhang C verwiesen.

3.1.2 Internationale Betriebserfahrung

Zur Auswertung der internationalen Betriebserfahrung wurden mehrere Quellen ausgewertet: Die IRS-Datenbank der IAEA, die CODAP-Datenbank der OECD/NEA sowie das vom Materials Ageing Institute (MAI) herausgegebene Buch über die Auswertung von Schadensanalysen an Komponenten aus westlichen DWR (inklusive Japan) /CAT 14/.

3.1.2.1 International Reporting System (IRS)

Ziel der Meldungen im IRS der IAEA ist es, Betriebserfahrung auszutauschen, um die Sicherheit in Kernkraftwerken zu erhöhen und Unfälle zu verhindern. Die im IRS gemeldeten Ereignisse, Betriebs- und Konstruktionserfahrungen sollen dabei für die internationale Gemeinschaft von sicherheitstechnischer Relevanz in Bezug auf die Ursachen und die gewonnenen Erkenntnisse sein /IAEA 10b/. Ausgewertet wurden die IRS-Meldungen bis einschließlich 2015.

Mit der Zielsetzung des IRS lässt sich erklären, dass im Vergleich zur deutschen Betriebserfahrung der Anteil an Meldungen über Auslegungsfehler deutlich größer ist (siehe Abb. 3.9). Auslegungsfehler sind häufiger von größerer Bedeutung und betreffen potenziell mehr Anlagen. Daher werden diese vermehrt im IRS bekanntgegeben. Einfache Herstellungsfehler aus der nationalen Betriebserfahrung bringen hingegen wenige neue Erkenntnisse und werden aus diesem Grund seltener berichtet.

Insgesamt gibt es Meldungen aus nahezu allen Ländern, die Kernkraftwerke betreiben bzw. betrieben haben und von allen Reaktortypen. Dabei korreliert die Anzahl an Meldungen nicht unbedingt mit der Anzahl der Anlagen im jeweiligen Land, da jedes Land selbst entscheidet, welche Ereignisse in die IRS-Datenbank eingefügt werden. Ein besonders deutliches Beispiel ist Großbritannien, wo trotz derzeit (Stand: Februar 2016) 15 betriebener und vieler stillgelegter Reaktoren im Betrachtungszeitraum keine Meldung zu den genannten Aspekten zu finden ist. Eine Erklärung könnte in diesem speziellen Fall sein, dass die in Großbritannien betriebenen gasgekühlten Reaktoren weltweit in keinem anderen Land mehr betrieben werden und daher zu Herstellungs- und Auslegungsfehlern keine Ereignisse von internationaler Bedeutung sind.

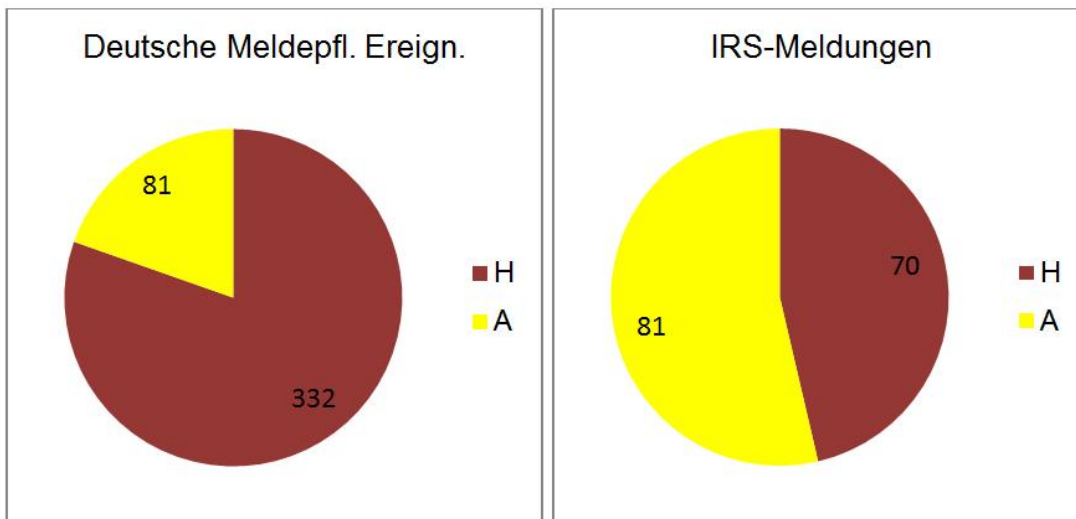


Abb. 3.9 Verhältnis von Meldungen über Herstellungs- (H) oder Auslegungsfehler (A) aus meldepflichtigen Ereignissen von deutschen (links) und aus IRS-Meldungen von internationalen (rechts) Anlagen

Die berichteten Auslegungsfehler handeln oftmals von falscher Werkstoffwahl oder geometrisch ungünstigen Konstruktionen, die in der Folge zum Versagen eines Bauteils oder zumindest zu einer Leckage führten. Sie sind daher vergleichbar mit der deutschen Betriebserfahrung. Bei den Herstellungsfehlern handelt es sich in vielen Fällen um ebenfalls vergleichbare Ursachen: Schweißfehler, Abweichungen von der vorgegebenen Ausführung, Fertigungsfehler anderer Art, die zur Leckage oder zum Versagen eines Bauteils geführt haben. Allerdings nehmen in dieser Kategorie auch die Meldungen, in denen mangelhaftes Qualitäts- und Alterungsmanagement oder ungenügende Auswertung der Betriebserfahrung als Schadensursache für die berichteten Bauteilschäden oder -versagen angegeben ist, einen im Verhältnis zur deutschen Betriebserfahrung deutlich größeren Raum ein.

Neben diesen eher „alltäglichen“, zur deutschen Betriebserfahrung vergleichbaren Fehlern sollen hier exemplarisch ohne Anspruch auf Vollständigkeit bedeutsamere herausgegriffen werden, von denen international viele Anlagen betroffen waren oder die für großes Aufsehen gesorgt haben.

- Spannungsrisskorrosion in der Nickellegierung Alloy 600 sowie den artgleichen Schweißzusatzwerkstoffen Alloy 82 und Alloy 182 unter Primärkreisbedingungen im DWR. Da diese Legierungen in vielen westlichen DWR-Anlagen in großer Zahl u. a. für Dampferzeuger-Heizrohre, kleinere Stützen am RDB und viele Mischnähte ein-

gesetzt wurden, waren viele Anlagen betroffen und führten zu insgesamt etwa 30 IRS-Meldungen, wovon über die Hälfte vom Typ „Generic Main“ war.

- Herstellungsbedingte Wasserstofflocken in großer Zahl im Grundwerkstoff von Reaktordruckbehältern in zwei belgischen Anlagen, die bei der Fertigungskontrolle nicht entdeckt worden waren. Nach intensiven Untersuchungen – auch an Werkstücken mit vergleichbaren Wasserstofflocken – wurde die Sicherheit der Anlagen von der belgischen Aufsichtsbehörde als ausreichend bewertet und die Anlagen im Dezember 2015 nach etwa 20-monatiger Betriebspause wieder angefahren (Stand: Februar 2016).

3.1.2.2 CODAP-Datenbank

Das OECD/NEA CODAP-Programm (Component Operational Experience, Degradation & Ageing Programme) stellt die Fortführung des OPDE-Projekts (OECD/NEA Pipe Failure Data Exchange Project, 2002 - 2011) und des SCAP-Projekts (OECD/NEA SCC and Cable Ageing project, 2006 - 2010) dar. An diesem Programm nehmen die Länder Kanada, Taiwan, Tschechische Republik, Finnland, Frankreich, Deutschland, Südkorea, Japan, Slowakei, Spanien, Schweden, Schweiz und die USA teil. Wesentliches Ziel des CODAP-Programms ist es, Daten zu Schäden an druckführenden Komponenten und Druckbehälter-Einbauten (ohne Dampferzeugerheizrohre) von KKW zu sammeln und auszuwerten. Es obliegt dabei jedem Projektpartnerland, wie viele und nach welchen Kriterien es Ereignisse in die Datenbank einpflegt. Zusätzlich ist die Codierung der Ereignisse Aufgabe eines jeden Eingebenden, womit es zu weiteren Uneinheitlichkeiten kommen kann. Die folgenden statistischen Auswertungen sind daher nicht repräsentativ oder abdeckend, sondern müssen vor diesem Hintergrund mit Vorsicht betrachtet werden.

In der CODAP-Datenbank (Stand: Juli 2013³) sind derzeit gut 4500 Einträge enthalten, wobei die ältesten beschriebenen Ereignisse aus dem Jahr 1970 stammen. Von diesen über 4500 Einträgen konnten 1075 mit Relevanz für dieses Projekt identifiziert werden, was knapp einem Viertel der Gesamteinträge entspricht. Wenn man diese weiter nach Ursachen aufschlüsselt, ergibt sich Abb. 3.10. Die Unterkategorien für Herstellungsfehler gruppieren sich hier in „Montagefehler“, „Schweißfehler“, „HOF“ und „Herstellungsfehler“. Der Übersichtlichkeit wegen wurde mit „Konstruktionsfehler“ ein Auslegungs-

³ Zur Erstellungszeit des Berichtes war keine neuere Version verfügbar.

fehler mit in die Abbildung aufgenommen, da dieser der einzige Auslegungsfehler ist, der explizit ausgewiesen ist.

Auffällig ist hier der Unterschied der relativen Verteilung der Gruppen „Montagefehler“ und „Herstellungsfehler“ im Vergleich zur deutschen Betriebserfahrung (vgl. hierzu Abschnitt 3.1.1, insb. Abb. 3.4), die dort in etwa gleich stark sind, während hier die Gruppe „Montagefehler“ etwa fünfmal mehr Einträge vorweist. Ebenso sind die Einträge zu Schweißfehlern prozentual deutlich geringer als in Deutschland. Vergleichbar wie bei Ereignissen im International Reporting System (IRS, siehe auch Abschnitt 3.1.2.1) – wenn auch nicht ganz so ausgeprägt – ist auch hier der Trend auszumachen, dass menschliche/organisatorische Faktoren mehr Raum einnehmen als in der deutschen Betriebserfahrung.

Werden die Ereignisse nach Ländern aufgeschlüsselt, so ergeben sich sehr stark unterschiedliche Anzahlen, die zwischen 2 (Belgien) und 654 (USA) liegen (siehe Abb. 3.11, dunkelrote Balken, man beachte die logarithmische Skalierung). Da diese Schwankungsbreite auch mit der Anzahl der Anlagen im jeweiligen Land zusammenhängt (hellblaue Balken in Abb. 3.11), wurde ein Verhältnis zwischen relevanten Ereignissen und der Anzahl Anlagen im Land gebildet. Allerdings zeigt sich auch hier eine starke Schwankungsbreite zwischen etwa 0,2 (Frankreich) und über 13 (Schweden).

Die Verteilung der einzelnen Kategorien über die Länder ist ebenfalls sehr unterschiedlich. Während manche Länder in der Verteilung der Ereignisse dem Mittelwert (siehe Abb. 3.10) recht nahe kommen (z. B. USA), zeigen sich bei den meisten Ländern erhebliche Abweichungen. So resultieren in Schweden fast 2/3 aller relevanten Ereignisse aus Montagefehlern (Mittelwert: etwa 1/3), während z. B. in Deutschland gut 60 % der relevanten Ereignisse einen Schweißfehler als Ursache haben (Mittelwert: knapp 1/3). Auffällig ist, dass in mehreren Ländern Konstruktionsfehler über die Hälfte der relevanten Ereignisse ausmachen (u. a. Finnland, Schweiz, Südkorea).

CODAP-Datenbank

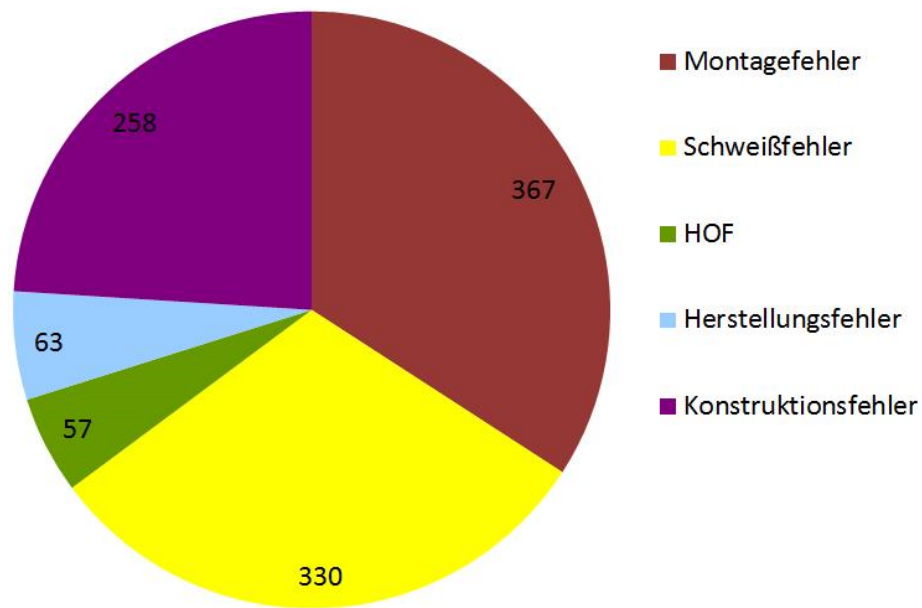


Abb. 3.10 Einträge in der CODAP-Datenbank zu Auslegungs- (Konstruktionsfehler) und Herstellungsfehlern (übrige Kategorien); HOF: Human/Organisation Factors

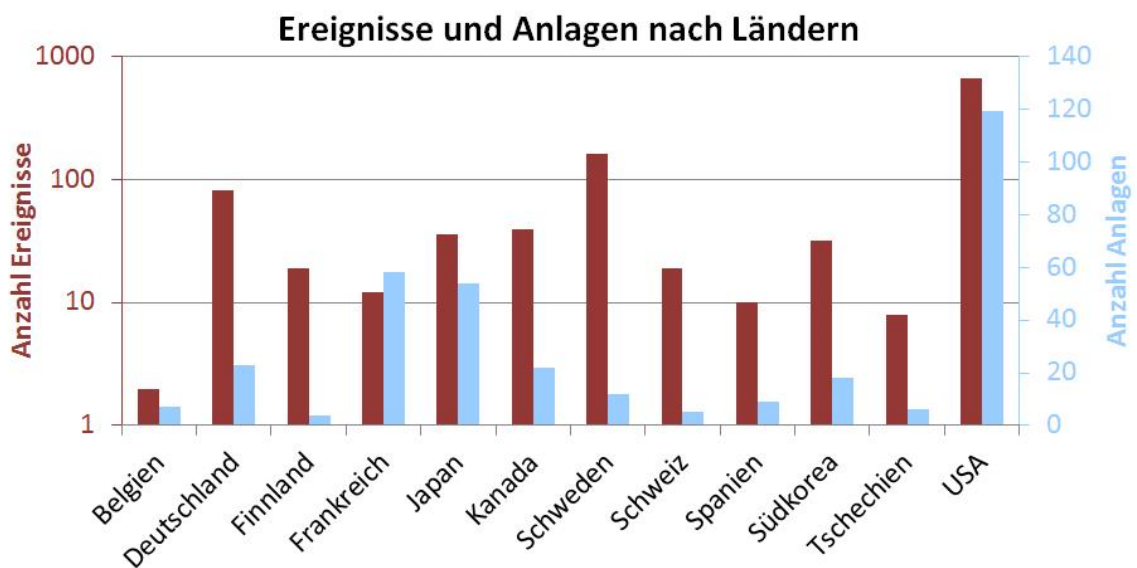


Abb. 3.11 Relevante Ereignisse in der CODAP-Datenbank aufgeschlüsselt nach Ländern zusammen mit der Anzahl der Anlagen pro Land gemäß CODAP-Datenbank

Bei genauerer Analyse fallen weitere Unterschiede zur deutschen Betriebserfahrung auf (vgl. hierzu Abschnitt 3.1.1.4). So sind bei den identifizierten Einträgen praktisch ausschließlich Rohrleitung betroffen (knapp 95 %), während es bei deutschen melde-

pflichtigen Ereignissen etwa 2/3 sind. Dies liegt auch daran, dass der ursprüngliche Fokus der Vorläufervorhaben von CODAP besonders auf Rohrleitungen lag. Knapp 2/3 der identifizierten Einträge beziehen sich auf austenitische Komponenten, etwa 1/3 auf ferritische und der Rest auf alle anderen Legierungen, während bei deutschen meldepflichtigen Ereignissen eine solche Auffälligkeit nicht zu verzeichnen war. Bei den betroffenen Systemen zeigen sich ebenfalls deutliche Unterschiede: Circa 50 % der Einträge in CODAP stammen aus nukleartechnischen Hilfsanlagen. Den Systemen des Primärkreises sind circa 15 %, den Systemen des Wasser-Dampf-Kreislaufes knapp 20 % und den Kühlwassersystemen etwa 10 % der Ereignisse zugeordnet. Die restlichen Einträge stammen aus den übrigen Systemen. Bei deutschen meldepflichtigen Ereignissen sind die Systeme des Primär- und des Wasser-Dampf-Kreislaufes sowie die nukleartechnischen Hilfsanlagen mit jeweils etwa 27 % ungefähr gleich häufig betroffen, während die Kühlwassersysteme mit knapp 12 % vertreten sind.

Insgesamt sind die gemeldeten Ereignisse in Bezug auf die Schadensursache vergleichbar mit der deutschen Betriebserfahrung. Allerdings wurde in CODAP erheblich häufiger gemeldet, dass unzureichende oder nachträglich geänderte Aufhängung oder nicht berücksichtigte Pumpenvibrationen oder -pulsationen zu Schäden durch Ermüdung führten.

3.1.2.3 Schadensuntersuchungen am Materials Ageing Institute

Das Materials Ageing Institute ist ein Forschungszentrum, das von vielen französischen, japanischen und anderen westlichen Betreiber- und Herstellerfirmen finanziert wird und das u. a. in erheblichem Umfang Schadensanalysen im kerntechnischen Bereich durchführt. Im Herbst 2014 wurde ein Buch /CAT 14/ herausgegeben, in dem Ergebnisse von Schadensuntersuchungen an Bauteilen dargestellt werden, die vor allem aus französischen DWR, aber auch anderen westlichen Anlagen vergleichbarer Bauart stammen. In diesem Zusammenhang wurden auch Analysen durchgeführt, bei denen die Schadensursache auf Herstellungs- oder Auslegungsfehler zurückzuführen war. Eine quantitative Auswertung ist nicht möglich, da das Buch die ausgewählten Analysen beispielhaft beschreibt und keine genaue Anzahl an Ereignissen liefert.

Einen großen Teil der herstellungsbedingten Fehler nehmen – vergleichbar der deutschen Betriebserfahrung – die Schweißfehler ein. Sofern der einzelne Schweißfehler nicht direkt zur Leckage bzw. zur Schädigung führte, war er meist Ausgangspunkt für

andere Schädigungsmechanismen, z. B. SpRK oder Muldenkorrosion. Viele dieser Schweißfehler stehen in Zusammenhang mit Nickellegierungen bzw. deren Schäden durch SpRK (siehe unten, letzter Absatz dieses Abschnitts). Schäden durch Schweißfehler an austenitischen Werkstoffen wurden besonders häufig von Schweißlippendichtungen (sogenannte „canopy seals“) an den Flanschen der Steuerstabführungsgewehäuse oberhalb des RDB-Deckels berichtet. (Deutsche Anlagen mit DWR haben hier Flansche mit Doppeldichtungen und daher keine Schweißlippendichtungen.) Schweißfehler am thermischen Schild der Hauptkühlmittelpumpen, am Rekuperativ-Wärmetauscher sowie an Ventilen, Stutzen und Krümmern führten zu Schäden durch Ermüdung.

Außer Schweißfehlern werden in /CAT 14/ auch andere herstellungsbedingte Fehler beschrieben. Typische Fehler sind dabei z. B. Werkstofffehler (z. B. Fremdmaterialeinschlüsse, Lunker), unzulässig hohe Kaltverformung während der Fertigung, die zur Sensibilisierung des Werkstoffes führt, fehlende bzw. fehlerhafte Aufhängung von Rohren sowie Ablagerungen oder lose Teile als Folge der Montage/Installation. Als Folge traten Schäden bzw. Leckagen auf, teilweise direkt durch den Fehler, meistens jedoch durch andere Schädigungsmechanismen, die durch die Fertigungsfehler ausgelöst wurden bzw. dort ihren Anfang nahmen.

Die Auslegungsfehler, über die in diesem Buch /CAT 14/ berichtet wird, betreffen vor allem kleine Rohrleitungen und den Rekuperativ-Wärmetauscher sowie Rohrleitungen und Bögen in Sicherheitseinspeise- und Nachkühlssystemen, bei denen eine ungünstige Rohrleitungs- oder Schweißnahtgeometrie zu Schäden durch Ermüdung führte. Designfehler traten auch an Druckhalter-Heizstabbündeln und Dampferzeuger-Heizrohr-Verschlussstopfen auf, ebenso eine unvorteilhafte Einwalztechnik bei den Wärmetauscher-Rohren der Hochdruck-Kühler im Volumenregelsystem.

Einer der auch wirtschaftlich schwerwiegendsten Auslegungsfehler in vielen westlichen DWR-Anlagen betrifft die Wahl der Nickellegierung Alloy 600 sowie der zugehörigen Schweißzusatzwerkstoffe Alloy 82 und Alloy 182 z. B. für Dampferzeuger-Heizrohre und Stutzen am RDB. Die genannten Werkstoffe sind unter Heißwasser-Bedingungen wie im Primärkreis von DWR anfällig gegenüber interkristalliner SpRK. Zahlreiche Schäden wurden gemeldet und führten zu umfangreichen Austauschprogrammen u. a. von Dampferzeugern und RDB-Deckeln. Zugleich wurden intensive Forschungsarbeiten begonnen, um die Schäden zu verstehen und Abhilfemaßnahmen zu etablieren, die bis heute andauern. In diesem Zusammenhang können bereits kleine Schweißfeh-

ler oder Unregelmäßigkeiten in der Wärmebehandlung zu Schäden durch SpRK führen, auch wenn das Bauteil ansonsten beständig wäre. Für die genannten Bauteile wurden umfangreiche Austauschmaßnahmen durchgeführt, verbunden mit einem Wechsel zu der Nickellegierung Alloy 690 bzw. den zugehörigen Schweißzusatzwerkstoffen Alloy 52/152, die nach bisheriger Betriebserfahrung unter den gegebenen Bedingungen resistent gegenüber SpRK sind. Eine umfangreiche Aufarbeitung dieses Themas ist in /MIC 10/, Anhang C zu finden. 2014 wurde ein NUREG-Bericht veröffentlicht, der den aktuellen Stand bezüglich Schweißnähten aus Nickellegierungen wiedergibt /SUL 14/.

3.2 Analyse des Herstellungsprozesses einzelner Komponenten

3.2.1 Verwendete Werkstoffe

Für Behälter und Rohre werden üblicherweise geschmiedete oder gezogene Halbzeuge verwendet. Bei Armaturengehäusen kommen neben geschmiedeten Gehäusen auch solche aus Gusswerkstoffen zum Einsatz.

Typische ferritische Werkstoffe sind 20 MnMoNi 5 5 und 22 NiMoCr 3 7 für RDB, Dampferzeuger und weitere große Komponenten der DFU. Schon der „alte“ Werkstoff 22 NiMoCr 3 7 war hinreichend qualifiziert, wurde aber Mitte der 1970er Jahre durch den neueren Werkstoff 20 MnMoNi 5 5 ersetzt, der dann auch Eingang in die einschlägige KTA-Regel /KTA 98/ gefunden hat. Wegen der langen Vorlaufzeiten bei der Herstellung der Schmiedeteile für die RDB wurden noch alle RDB außer den beiden zuletzt gefertigten aus dem „alten“ Werkstoff hergestellt, und zwar für die 2016 im Leistungsbetrieb befindlichen deutschen Anlagen im Zeitraum 1973 bis 1976 bei Japan Steel Works /RSK 13/. Bei den Rohrleitungen und anderen Komponenten des Primärkreises fand der Übergang aber schon bei früher errichteten Anlagen statt, so dass hier in den genannten Anlagen überwiegend 20 MnMoNi 5 5 anzutreffen ist /TEN 92/. Beide Werkstoffe wurden noch im Laufe der 1970er Jahre optimiert im Hinblick auf:

- geringere Verarbeitungsempfindlichkeit zur Vermeidung von Rissbildungen beim Schweißen (u. a. Nebennahtrisse). Dabei war die technische Rissfreiheit stets durch Prüfungen bei der Herstellung, Verfahrens- und Arbeitsproben nachzuweisen /KUS 78/.
- höhere Zähigkeit und eine niedrigere Spröd-Duktil-Übergangstemperatur.

Auch der „alte“ Werkstoff 22 NiMoCr 3 7 war nach Optimierung bereits ausreichend zäh sowie gut und technisch fehlerfrei zu schweißen, wurde jedoch von dem „neuen“ Werkstoff 20 MnMoNi 5 5 noch übertroffen. Thermische Alterung, d. h. Versprödung durch Auslagerung bei höheren Temperaturen, ist bei Betriebstemperaturen der Anlagen für beide Werkstoffe nicht zu besorgen.

Für Rohrleitungen im Sekundärkreis und weiteren äußeren Systemen oder Hilfsanlagen werden neben 20 MnMoNi 5 5, 15 MnNi 6 3, 15 NiCuMoNb 5 und 17 MnMoV 6 4 für Frischdampf- und Speisewasserleitungen oft St35 (mit entsprechenden Unterarten) oder St37 (ebenfalls mit Unterarten) verwendet. Bei austenitischen Werkstoffen kommen die stabilisierten Werkstoffe 1.4541 (Ti), 1.4550 (Nb) und 1.4571 (Ti, mit Mo-Zusatz) zum Einsatz. Als Werkstoffe für Schrauben und Muttern für Flanschverbindungen an ferritischen Behältern werden ebenfalls ferritische, hochfeste Vergütungsstähle mit einer besonders hohen Warmstreckgrenze (z. B. 26 NiCrMo 14 6 für Schrauben, 34 CrNiMo 6 für Muttern von RDB) gewählt.

Eine Übersicht über typische, in Kernkraftwerken zum Einsatz kommende Werkstoffe findet sich in Anhang 0.

3.2.1.1 DWR-Anlagen

Die großen Behälter des Primärkreises in DWR-Anlagen (RDB, Dampferzeuger (primärseitig), Druckhalter) und die zugehörigen Hauptkühlmittelleitungen bestehen aus ferritischem Grundwerkstoff mit austenitischer Schweißplattierung. Kleinere Rohrleitungen und Behälter, auch die in den Hilfsanlagen und sonstigen Primärkühlmittel führenden Systemen, sind ganz aus austenitischen Werkstoffen gefertigt. Leitungen und Behälter des Sekundärkreises und weiterer Systeme, die kein Primärkühlmittel führen, sind üblicherweise aus ferritischen Werkstoffen gefertigt. Lediglich bei Kleinleitungen kommen hier auch austenitische Werkstoffe zum Einsatz.

Werkstoffe für Wärmetauscher-Rohre sind in der Regel u. a. hochlegierte Werkstoffe (z. B. Alloy 800 in Dampferzeuger-Heizrohren), austenitische Stähle (z. B. für Nachwärmekühler, Wärmetauscher im Volumenregelsystem), Kupferlegierungen bzw. Messing (z. B. Zwischenkühler) oder Titan (z. B. Kondensator, Zwischenkühler). In selteneren Fällen kommen auch un- und niedriglegierte Stähle (z. B. mit Deionat beaufschlagte Kühler im gesicherten Bereich) und Nickellegierungen (z. B. Kühler in Zwischenkühlssystemen) zum Einsatz.

3.2.1.2 SWR-Anlagen

Der RDB in SWR-Anlagen besteht ebenfalls aus einem ferritischen Grundwerkstoff mit austenitischer Schweißplattierung. Frischdampf- und Speisewasserleitungen sind üblicherweise aus ferritischen Werkstoffen gefertigt. Bei kleineren anschließenden Leitungen kommen auch hier austenitische Werkstoffe zum Einsatz. Werkstoffe für Wärmetauscher-Rohre sind denen in DWR-Anlagen (Abschnitt 3.2.1.1) vergleichbar.

3.2.2 Anforderungen aus dem Regelwerk

Wie die Betriebserfahrung zeigt (vgl. hierzu Abschnitt 3.1.1), war Ende der 1970er Jahre eine große Anzahl meldepflichtiger Ereignisse zu Auslegungs- und Herstellungsfehlern zu verzeichnen. Um dem entgegen zu wirken, wurde parallel zur Weiterentwicklungen der Herstellerspezifikationen ab Ende der 1970er Jahre das Kerntechnische Regelwerk aufgestellt mit dem Ziel, die gefertigte Qualität einerseits zu erhöhen und zu standardisieren (z. B. durch Vereinheitlichung der eingesetzten Werkstoffe und deren Herstellung/Verarbeitung), andererseits durch umfangreiche Qualitätssicherung und umfangreiche Dokumentationspflichten dies auch nachvollziehen und reproduzieren zu können. Die meisten Großkomponenten (z. B. RDB, Dampferzeuger) wurden jedoch vor Erstellung des Regelwerkes gefertigt.

Eine wichtige Rolle bei der Entwicklung des Regelwerks spielten auch die so genannten "RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren" /RSK 79/. In diesen Leitlinien hat die RSK grundlegende sicherheitstechnische Anforderungen zusammengestellt, die sie ihren Beratungen und Stellungnahmen zugrunde legt. Die Genehmigungsbehörden der Bundesländer haben die RSK-Leitlinien bei den Anlagen, deren Genehmigungen zum Standort und Sicherheitskonzept nach Inkrafttreten der RSK-Leitlinien anstanden, als wesentlichen Teil der Beurteilungsgrundlage im Rahmen des untergesetzlichen Regelwerks zu Grunde gelegt und durch den Genehmigungsbescheid für den Betreiber verbindlich gemacht. Insbesondere der Anhang 2 zu Kapitel 4.2, die „Rahmenspezifikation Basissicherheit“ legte für die bis dahin noch weitgehend nach konventionellem Regelwerk ausgelegten Komponenten der Äußeren Systeme Anforderungen fest, die anschließend auch auf SWR und auch auf die druckführenden Komponenten der DFU angewandt wurden und den Inhalt der KTA-Regeln maßgeblich beeinflusst haben. Daneben wurden Herstellerspezifikationen von Siemens/KWU, wie sie für die Konvoi-

Anlagen erstellt wurden, mit als Grundlage für die Entwicklung des Regelwerkes herangezogen.

Dazu wurde zunächst für Komponenten der DFU die Reihe KTA 3201 und etwa zehn Jahre später für die druckführenden Komponenten der sogenannten „Äußeren Systeme“ (druck- und aktivitätsführende Systeme mit sicherheitstechnischer Bedeutung außerhalb der DFU) die Reihe KTA 3211 erstellt.

Beide Reihen gliedern sich dabei jeweils in die Teile

1. Werkstoffe und Erzeugnisformen (siehe Abschnitt 3.2.2.1),
2. Auslegung, Konstruktion, Berechnung (siehe Abschnitt 3.2.2.2),
3. Herstellung (siehe Abschnitt 3.2.2.3) sowie
4. Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung (siehe Abschnitt 3.3.1).

Die Regeln gelten strikt nur für Komponenten mit Nenndurchmesser größer als DN 50. Teil 4 wird allerdings auch auf Rohrleitungen kleineren Durchmessers angewandt.

3.2.2.1 Werkstoffe und Erzeugnisformen

Der folgende Abschnitt ist ein Auszug aus KTA 3201.1 /KTA 98/ und 3211.1 /KTA 15b/.

Die Auswahl der Werkstoffe geschieht gemäß Verwendungszweck unter Berücksichtigung möglicher Schädigungsmechanismen. Die Werkstoffe müssen allen Beanspruchungen sicher standhalten. Werkstoffe nach Anhang A gelten als betriebsbewährt. Anhang A liefert ebenfalls Vorgaben zur Herstellung, Wärmebehandlung und den zu erzielenden Werkstoffeigenschaften. Andere Werkstoffe, Herstellungsverfahren, Wärmebehandlungen und Werkstoffeigenschaften sind über Gutachten ebenfalls zulässig.

Der Hersteller muss die Werkstoffe nach dem Stand der Technik bearbeiten und prüfen. Dazu muss er eine unabhängige Qualitätsüberwachung, eine unabhängige Prüfaufsicht und klare Organisationsstrukturen vorweisen sowie fachkundiges Personal einsetzen. Der Sachverständige prüft die Einhaltung dieser Vorgaben und führt in Zusammenarbeit mit dem Hersteller die Fertigungsüberwachung durch. Die anschließende Weiterverarbeitung geschieht nach KTA 3201.3 /KTA 07/ bzw. 3211.3 /KTA 12c/ (vgl. Abschnitt 3.2.2.3).

Der erzielte Oberflächenzustand muss Prüfungen ermöglichen. Art und Umfang von Probennahme, Prüfungen und Dokumentation werden detailliert festgelegt. Konkret sind mindestens durchzuführen: Chemische Analyse, Härteprüfung, Prüfung der mechanischen Eigenschaften, Metallographie, Prüfung des δ -Ferrit-Gehaltes, Korrosionsprüfungen, gegebenenfalls Neutronenbestrahlung, Maßprüfung, Verwechslungsprüfung, visuelle Prüfung. Manuelle Prüfungen sind möglich. Dazu sind in den Anhängen B und C detaillierte Anforderungen an Durchführung und Dokumentation gegeben. Es werden Richtlinien für die Prüfungswiederholung gegeben, ebenso für die Kennzeichnung der Erzeugnisse und die dazugehörige Dokumentation.

Für einzelne Erzeugnisformen werden spezielle Festlegungen getroffen:

- Nahtlose Hohlteile, geschmiedet oder gewalzt
- Nahtlose Hohlteile für Stutzen, geschmiedet, gewalzt oder gepresst
- Geschmiedete einteilige Platten für Rohrböden
- Flacherzeugnisse und aus Flacherzeugnissen gekümpelte, gepresste, gebogene oder gerollte Erzeugnisse
- Gerade Rohrformstücke
- Nahtlose geschmiedete Hohlteile für Hauptkühlmittelpumpengehäuse
- Druckführende geschmiedete Armaturengehäuse
- Geschmiedete oder gewalzte Stäbe für hohlgebohrte Stutzen oder Rohre
- Geschmiedete oder gewalzte und hohlgebohrte oder hohlgeschmiedete Stangen
- Nahtlose Rohre/Rohrbogen für Rohrleitungen
- Dampferzeugerrohre, Wärmetauscherrohre
- Nahtlose pressplattierte Verbundrohre
- Schrauben, Muttern und Scheiben sowie Stäbe und Ringe dafür
- Bleche, Platten, Stabstahl und Schmiedestücke aus nicht rostenden austenitischen Stählen
- Nahtlose Rohre/Rohrbogen aus nicht rostenden austenitischen Stählen
- Drucktragende Teile aus vergütetem ferritischen Stahlguss

- Armaturengehäuse aus ferritischem/austenitischem Stahlguss
- Stäbe und Schmiedestücke aus nicht rostenden martensitischem Stahl
- Erzeugnisformen und Bauteile hergestellt durch Formschweißen oder Formschmelzen aus ferritischen Stähle
- Erzeugnisformen aus ferritischen/austenitischen Stählen für integrale Anschlüsse der DFU

3.2.2.2 Konstruktion

Der folgende Abschnitt ist ein Auszug aus KTA 3201.2 /KTA 13c/ und 3211.2 /KTA 13d/.

Es werden Lastfälle/Lastfallklassen aus Ereignissen der Gesamtanlage definiert. Den Lastfallklassen werden komponentenbezogen Beanspruchungsstufen zugeordnet, die die zulässigen Beanspruchungen (Spannungen der verschiedenen Kategorien und Spannungsschwingbreiten) definieren. Weitere Beanspruchungen z. B. aus Transport, Montage und Reparatur sind gegebenenfalls zu berücksichtigen. Spannungen und Dehnungen sind durch Analyse des mechanischen Verhaltens zu ermitteln. Dabei sind alle Beanspruchungen während aller Lastfälle und Transienten zu berücksichtigen: Belastungen aus dem Medium (Druck, Temperatur, Strömungen, Schwingungen, pH-Wert), aus der Komponente selbst (Eigengewicht), aus der Umgebung (Nachbarkomponenten, Stützkonstruktionen, Erdbeben), externen Wärmequellen, gegebenenfalls Bestrahlung.

Die konstruktive Gestaltung orientiert sich dabei an folgenden Grundsätzen:

- Beanspruchungsgünstig:
Günstiger Spannungsverlauf, keine schroffen Wanddickenübergänge, Schweißnähte nicht in Bereichen erhöhter Spannungen, Rohrleitungen mit Gefälle
- Werkstoffwahl nach:
Festigkeit, Zähigkeit, physikalischen Eigenschaften, Korrosionsbeständigkeit, Reparaturfähigkeit, Herstellbarkeit, Prüfbarkeit
- Werkstoffe nach Abschnitt 3.2.2.1 in geeigneter Erzeugnisform, gegebenenfalls Sonderzulassungen

- **Fertigungsgerecht:**
Günstige Voraussetzungen für Verarbeitung und Zerstörungsfreie Prüfungen, Minimierung der Schweißnahtanzahl und der Schweißzugspannungen, einfache Reparaturmöglichkeiten
- **Prüfgerecht:**
Prüfbarkeit nach Abschnitten 3.2.2.1, 3.2.2.3 und 3.3.1 muss gewährleistet sein, Zerstörungsfreie Prüfungen möglich an Anschweißungen, Anforderungen für die Ermöglichung verschiedener Zerstörungsfreier Prüfungen
- **Wartungsfreundlich:**
Einfache Zugänglichkeit, gute Durchführbarkeit für Wiederkehrende Prüfungen, Aktivierte Ablagerungen vermeiden, kurze Wiederkehrende Prüfungen möglich in aktivierten Bereichen

Daneben werden weitere allgemeine Anforderungen an Schweißnähte, Wanddickenübergänge, Flansche, Dichtungen, Schrauben, Muttern, Stutzen und Böden sowie komponentenspezifische Anforderungen an Behälter, Pumpen- und Armaturengehäuse, Rohrleitungen und Komponentenstützkonstruktionen gegeben.

In der Folge werden zulässige Dimensionierungsverfahren mit Detailbestimmungen für Schweißnähte, Plattierungen, Zuschläge und Wanddicken aufgeführt. Bei äußeren Systemen wird dabei zusätzlich nach drei verschiedenen Prüfgruppen mit unterschiedlichen Sicherheitsmargen unterschieden. Dies bildet die Grundlage für detaillierte Berechnungsvorschriften nach anerkannten und gebräuchlichen Berechnungsverfahren mit dem Ziel, dass die Komponente allen Belastungen sicher standhält. Exemplarisch genannt seien hier Spannungsanalyse, Ermüdungsanalyse und Sprödbruchanalyse. Art und Umfang der vorzulegenden Nachweise für die Prüfung durch den Sachverständigen sind ebenfalls vorgegeben. Es sind experimentelle, rechnerische und numerische Nachweise zulässig.

3.2.2.3 Herstellung

Der folgende Abschnitt ist ein Auszug aus KTA 3201.3 /KTA 07/ und 3211.3 /KTA 12c/.

Der Hersteller muss eine sachgemäße Ausführung, eine einwandfreie Verarbeitung und Prüfung sowie einen zuverlässigen Transport gewährleisten. Für allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung wird auf KTA 1401 /KTA 13b/ verwiesen. Die

benötigten Mess- und Prüfmittel werden überwacht. Die Fertigungs- und Prüfaufsicht ist schriftlich zu regeln und von fachkundigem Personal durchzuführen. Die dazugehörigen Anforderungen an die Ausbildung an das Aufsichtspersonal und die Schweißer sind aufgeführt. Zusätzlich wird eine von der Fertigung unabhängige Qualitätskontrolle gefordert. Vor erstmaliger Fertigung ist die Zuverlässigkeit des Herstellers vom Sachverständigen zu überprüfen, der auch anschließend jederzeit prüfen kann. Die Beurteilung gilt für 24 Monate und kann unter bestimmten Voraussetzungen verlängert werden. Der Hersteller hat für eine eindeutige Kennzeichnung der Bauteile zu sorgen, ebenso für eine eindeutige Übertragung der Kennzeichnung. Das Kennzeichnungssystem ist in Absprache mit dem Sachverständigen festzulegen.

Vor Fertigung müssen umfangreiche Vorprüfungen erfolgen. Im Regelwerk sind detailliert Anforderungen daran inklusive Stücklisten, Prüffolgepläne einschließlich der Probenahme aus dem Grundwerkstoff, Schweißgut-Arbeitsproben und Messanweisungen aufgeführt. Insgesamt muss in Zusammenarbeit mit dem Sachverständigen gezeigt werden, dass der Hersteller das vorgesehene Verfahren beherrscht. Die Prüfung gilt für 24 Monate, eine Verlängerung ist unter bestimmten Voraussetzungen möglich. Die anschließende Fertigung erfolgt dann anhand der vorgeprüften Unterlagen. Vorgaben für die Dokumentation inklusive Mustervorlagen und Formblättern sowie für Ablagen und Archivierung sind ebenfalls geregelt.

Großen Raum nehmen die schweißtechnische Gestaltung und im Zusammenhang damit arbeitstechnische Grundsätze ein. Umfangreiche Vorgaben werden für die konstruktive Gestaltung der Schweißnähte und das gewählte Schweißverfahren gemacht. Für Schweißzusatzwerkstoffe wird auf KTA 1408 (/KTA 08a/, /KTA 08b/, /KTA 08c/) verwiesen. Daneben gibt es Sonderbestimmungen für Heftschweißungen, Anschweißteile, Auftragsschweißungen und Panzerungen. Die Dokumentation der erfolgten Schweißungen ist ebenso geregelt wie Anforderungen an Nachbesserungen oder Reparaturen.

Die Fertigungsüberwachung dient der Sicherstellung und dem Nachweis der geforderten Qualität. Für die abschließenden Prüfungen nach der Fertigung sind Anforderungen an die Prüfung selbst und die Beteiligung des Sachverständigen bei den durchzuführenden Prüfungen inklusive Oberflächenbeschaffenheit, Prüftechnik und Bewertung gegeben. Prüfungen müssen eine eindeutige Prüfaussage ermöglichen. Detailliert wird auf Zerstörungsfreie Prüfung nach der Fertigung eingegangen. Bauprüfungen und die

Fertigungsüberwachung werden durch den Hersteller protokolliert und durch den Sachverständigen überprüft.

3.2.3 Herstellung eines DWR-RDB

Für die Wandungen der beiden zuletzt gefertigten RDB für die Konvoi-Anlagen wurde der vergütete Feinkornstahl (20 MnMoNi 5 5) verwendet. Für die RDB aller anderen Anlagen wurde der Vorgängerwerkstoff 22 NiMoCr 3 7 eingesetzt (siehe auch letzter Abschnitt 3.2.1 „Verwendete Werkstoffe“). Durch den gegenüber DWR anderer Hersteller größeren Wasserspalt zwischen Kern und RDB-Wand ist die Neutronendosis über die gesamte Reaktorlebensdauer nach 40 Jahren Betrieb etwa eine Größenordnung geringer und überschreitet nicht den Auslegungswert von $5 \cdot 10^{18} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$). Daher sind die Veränderungen der Eigenschaften der Werkstoffe unter Neutronenbestrahlung vergleichsweise gering und stellen keine Einschränkung für den sicheren Betrieb der Anlage dar. Dies gilt auch für die für die RDB von DWR maßgeblichen Beanspruchungen unter Thermoschock durch kalte Notkühleinspeisung bei gleichzeitig hohem Druck im RDB (englisch „Pressurised Thermal Shock“, PTS) /JEN 03/.

Beginnend bei der Herstellung der Halbzeuge erfolgt die gesamte Fertigung nach vorher erstellten und geprüften Unterlagen. Zentrale Fertigungsunterlage ist der Fertigungs- und Prüffolgeplan mit Verweis auf erforderliche Unterlagen (z. B. Zeichnungen, Schweißpläne, Wärmebehandlungspläne, Prüfanweisungen), aus dem alle Fertigungs- und Prüfschritte ersichtlich sind. Dieser Plan bildet auch die Grundlage für die Dokumentation, aus der der tatsächliche Fertigungsablauf sowie die Ergebnisse der Prüfungen und Kontrollen zu entnehmen sind. Über jeden Prüfvorgang wird ein Protokoll angefertigt /KWU 78/.

Während der Fertigung wird die sachgemäße Fertigung durch die begleitende Fertigungsüberwachung sichergestellt. Dabei wird auch auf ausreichende Kennzeichnung aller Teile geachtet, um eine eindeutige Rückverfolgbarkeit gewährleisten und Verwechslungen ausschließen zu können. Die Schweißung erfolgt anhand eines detaillierten, von der Überwachungsbehörde genehmigten Schweißplans durch geprüfte Schweißer unter Aufsicht eines verantwortlichen Schweißfachingenieurs /KWU 78/.

Der Reaktordruckbehälter wird aus geschmiedeten nahtlosen Ringen und Kalotten hergestellt (schematische Übersicht in Abb. 3.12). Zur Erzielung besonderer Reinheit

und Gleichmäßigkeit des Stahles werden die Blöcke, aus denen die Teile des RDB geschmiedet werden, im Elektroofen erschmolzen und unter Vakuum abgegossen. Von dem entstandenen Gussblock werden noch Kopf- und Fuß abgetrennt, da diese Bereiche durch die Diffusions- und Konvektionsprozesse während der Abkühlung und Erstarrung noch ausgeprägte Seigerungen (An- und Abreicherung an chemischen Elementen gegenüber der mittleren Konzentration in der Schmelze) sowie eine höhere Dichte an nicht-metallischen Einschlüssen und unter Umständen auch noch Lunker enthalten. Beides führt in der Regel zu ungünstigeren mechanischen Eigenschaften und kann die Schweißbarkeit beeinträchtigen /MAI 85/, /SAI 06/.

Der verbliebene Gussblock wird zu einem Rohblock („bloom“) gestaucht und gepresst. Falls er zu einem Schmiedering geformt werden soll, wird der runde Block auch noch in der Mitte gelocht. Daran schließt sich der eigentliche Schmiedeprozess an, unterbrochen von mehrfachem Wieder-Aufheizen auf Schmiedetemperatur. Während der Block für die Deckel- und Bodenkalotten zu einer flachen Platte geschmiedet (oder zu einem Blech gewalzt) und anschließend in Form gepresst oder gekümpelt wird, werden die gelochten Blöcke für die Schmiederinge langsam aufgeweitet und zu dünnwandigeren Ringen geschmiedet /BEN 97/, /SAI 06/. Anschließend erfolgt die Vergütung, d. h. Glühung bei etwa 900 °C (Austenitisieren), Abschrecken in Wasser und nachfolgende Anlassglühung bei etwa 650 °C, wodurch die erforderlichen mechanischen Werkstoffeigenschaften erreicht werden, siehe auch /KTA 98/, Anhang A1.

An den Schmiedeteilen werden zwei zerstörungsfreie Prüfungen durchgeführt, davon eine erste durch den Hersteller vor dem Vergüten. Nur die Schmiedeteile, die bei dieser Volumenprüfung keine Auffälligkeiten aufweisen, werden weiter verarbeitet. Die Abnahmeprüfung für die Halbzeuge erfolgt nach dem Vergüten durch den Hersteller unter Beteiligung von Vertretern des Bestellers (damals in Deutschland Siemens/KWU) und den von der Aufsichtsbehörde zugezogenen Sachverständigen (3-Personen-Prinzip) /AVS 75/, /RSK 13/.

Die mechanischen Eigenschaften werden anhand von Härteprüfungen und zerstörenden Prüfungen an Proben ermittelt. Außerdem werden chemischen Analysen zur Überprüfung der Homogenität durchgeführt. Die Proben werden aus Überlängen der Schmiederinge entnommen, die von den Ringen abgetrennt werden. Bei den großen Abmessungen für die Ringe der RDB sind zur Überprüfung der Homogenität der Eigenschaften Proben an Kopf und Fuß an drei um 120° versetzten Orten zu entnehmen. Diese gesamte Vorgehensweise war schon in der ersten Fassung von KTA 3201.1 von

1979 in Anlehnung an die Prüfanweisungen von Siemens/KWU zur Zeit der Fertigung /RSK 13/ festgelegt worden, siehe /KTA 79/.

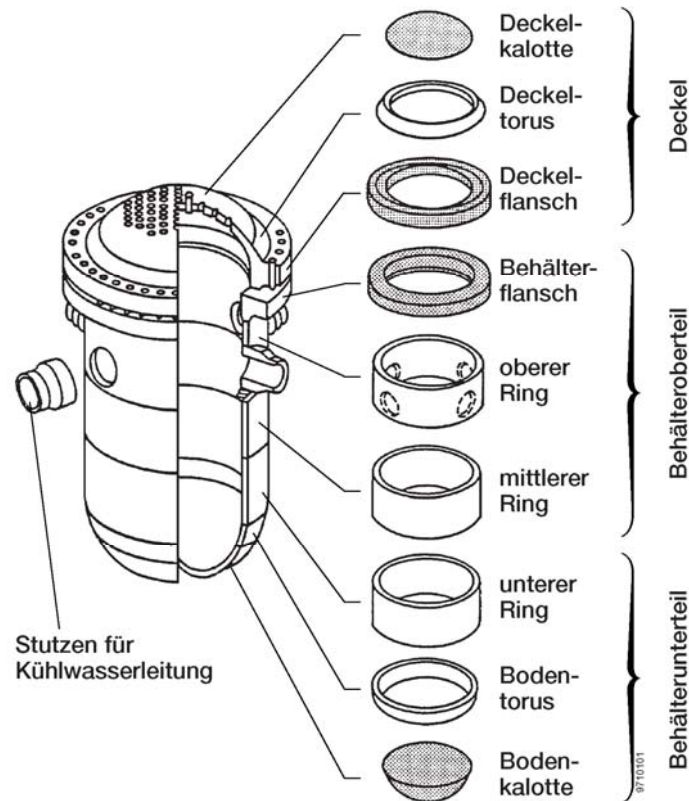


Abb. 3.12 Reaktordruckbehälter einer älteren Siemens/KWU-Anlage mit DWR; schematische Übersicht über die Schmieringe und Kalotten mit Lage der Schweißnähte

Nach der Vergütung werden die Schmiedeteile mechanisch bearbeitet. In der Deckelkalotte werden anschließend die Stutzenlöcher ausgestanzt. Die übrigen Teile des RDB werden mechanisch durch Abdrehen auf das Endmaß gebracht und vor Beginn jeglicher Schweißarbeiten einer Oberflächenrissprüfung unterzogen. Die einzelnen, fertig bearbeiteten RDB-Halbzeuge werden dann zunächst von innen schweißplattiert. Dabei werden die Schweißnahtbereiche ausgelassen, da diese erst nach dem Zusammenschweißen der Einzelteile überplattiert werden. Nach jeder Schweißung erfolgt eine Wärmebehandlung /AVS 75/, /RSK 13/.

Vor der Fertigung werden für alle eingesetzten Schweißverfahren und Werkstoffpaarungen umfangreiche Verfahrensprüfungen unter Original-Arbeitsbedingungen (gleiche Geometrien, Zwischenprüfungen, Wärmebehandlungen usw.) durchgeführt. Dadurch

können bereits vor Beginn der Arbeiten am RDB selbst alle Schweißparameter, Arbeits- und Prüfbedingungen ermittelt werden, die zu einwandfreien Schweißnähten führen. Eine umfangreiche Dokumentation gewährleistet eine jederzeitige Reproduzierbarkeit der Ergebnisse. Zusätzlich werden vor dem Einsatz alle Chargen der verwendeten Schweißzusatzwerkstoffe geprüft /KWU 78/.

Da eine zerstörende Prüfung der Schweißnähte selbst nicht möglich ist, werden im Zuge der Fertigung Arbeitsproben in Verlängerung der Schweißnähte mitgeschweißt, an denen die Güte der Schweißverbindungen überprüft wird. Bei Rundnähten werden diese Arbeitsproben separat mit den gleichen Werkstoffen und Schweißparametern geschweißt. Der Prüfumfang ist ähnlich dem bei den Verfahrensprüfungen, jedoch ist die Probenanzahl reduziert. In Bezug auf die mechanischen Eigenschaften entspricht der Prüfumfang dem am Grundwerkstoff (vgl. KTA 3201.1, Abschnitt 3.2.2.1 und 3201.3, Abschnitt 3.2.2.3).

Auch die zerstörungsfreien Prüfungen der Schweißnähte erfolgen in ähnlichem Umfang wie an den Halbzeugen. Jede Naht wird zu 100 % mit Ultraschall und zu 100 % mittels Oberflächenrissprüfung geprüft. Zur möglichst frühzeitigen Erkennung von Schweißfehlern finden bei größeren Schweißnähten aus vielen Lagen immer wieder Zwischenlagenprüfungen statt. Zusätzlich kann eine Durchstrahlungsprüfung mit Röntgenstrahlung vorgesehen werden. Die Prüfeempfindlichkeit bei der Ultraschallprüfung ist in der Spezifikation so festgelegt, dass die zu registrierenden Anzeigen deutlich unter der jeweiligen Zulässigkeitsgrenze liegen. Durch Verwendung von Prüfköpfen mit verschiedenen Winkeleinstrahlungen wird gewährleistet, dass alle Bereiche der Schweißnaht voll erfasst werden /KWU 78/.

Die austenitische Schweißplattierung, obwohl bei der Auslegung als nicht tragend gewertet, wird ebenfalls nach einem genehmigten Schweißplan unter den gleichen Voraussetzungen wie bei der Verbindungsschweißung hergestellt. Die Qualität der Schweißplattierung wird mit Ultraschallprüfungen auf Bindung untersucht, die Plattierungsoberfläche lagenweise mit Farbeindringprüfung auf Fehlerfreiheit der Oberfläche. Stichprobenartig wird mittels Ultraschallprüfung auf Unterplattierungsrisse geprüft.

Ähnlich wie bei der Verbindungsschweißung wird eine Arbeitsprobe geschweißt und zerstörend geprüft (chemisch, technologisch, Korrosionsrissprüfung). Diese Prüfungen dienen der Kontrolle der Güte der Schweißplattierung hinsichtlich ihrer Zusammensetzung, ihrer Korrosionsbeständigkeit, ihrer Rissfreiheit, ihrer einwandfreien Bindung zum

Grundwerkstoff. Außerdem werden die Rissfreiheit und die mechanischen Eigenschaften des durch die Schweißwärme beeinflussten Grundwerkstoffs (Wärmeeinflusszone) überprüft. Nach Beendigung aller Schweißarbeiten erfolgt eine letzte Spannungsarmglühung. Mit der darauffolgenden Endbearbeitung ist die Fertigung des RDB abgeschlossen. Zur Herstellung gehören jedoch noch die Abnahmeprüfungen bestehend aus zerstörungsfreien Prüfungen und Druckprüfung.

Nach der letzten Wärmebehandlung wird an jeder Schweißnaht eine Abnahmeprüfung mit Ultraschall durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Ultraschallprüfung bilden die Grundlage für die Erstellung des Ultraschall-Atlas zum Vergleich mit den Ergebnissen der wiederkehrenden Prüfungen. Im Anschluss daran erfolgt eine Wasserdruckprüfung mit dem 1,3-fachen Auslegungsdruck. Prüftemperatur und Ablauf der Druckprüfung werden in einem Druckprüfungsplan vorher festgelegt. Die Prüftemperatur soll mindestens 33 K oberhalb der höchsten Referenztemperatur des Behälters sein. Nach der Druckprüfung werden die Schweißnähte nochmals einer Oberflächenrissprüfung und einer Ultraschallprüfung unterzogen. Die Abnahmeprüfungen und die Prüfung nach der Wasserdruckprüfung werden unabhängig vom Hersteller durch Sachverständige der Überwachungsbehörde und des Auftraggebers durchgeführt (6-Augen- bzw. 3-Personen-Prinzip).

3.2.4 Herstellung eines SWR-RDB

Für alle RDB der 2016 noch im Leistungsbetrieb befindlichen deutschen SWR kam der Werkstoff 22 NiMoCr 3 7 zum Einsatz. Die Herstellung des Werkstoffs und der Halbzuge sowie auch die weiteren Fertigungsschritte entsprechen weitgehend der oben für DWR beschriebenen. Abweichungen ergeben sich durch die größeren Durchmesser und Höhen einerseits und geringeren Wanddicken andererseits. Dadurch bedingt wurden der zylindrische Bereich (nur bei einigen älteren Anlagen, siehe folgender Abschnitt) und die Deckel- und Bodenkalotten vorzugsweise aus Blechen gefertigt.

Bei den noch im Leistungsbetrieb befindlichen SWR-RDB bestehen die zylindrischen Teile jedoch ebenfalls aus Schmiederingen. Das heißt der gesamte RDB besteht aus: Deckelkalotte aus einem Blech, einem Deckelzonerring (ähnlich dem Deckeltorus in Abb. 3.12) aus sechs Blechen (warmgepresst), einem Deckelflanschring, einem Mantelflanschring, sechs Ringen, Bodenverstärkungsring und Bodenkalotte aus vier geschmiedeten Segmenten (warmgepresst).

Durch den gegenüber DWR größeren Wasserspalt zwischen Kern und RDB-Wand ist die Neutronendosis über die gesamte Reaktorlebensdauer bei SWR deutlich geringer und erreicht nach 40 Jahren Betrieb in etwa den Wert von 10^{18} n/cm² ($E > 1$ MeV). Damit ist auch der Anstieg der Referenz-Temperatur für den Übergang von sprödem zu duktilem Materialverhalten (RT_{NDT}) vergleichsweise gering. Während des Betriebes ist beim SWR keine Sprödbruchgefährdung vorhanden, da wegen der Sattdampfbedingungen Temperatur und Druck gekoppelt sind. Ein kalter Überdruck ist daher nicht möglich. So beträgt die RDB-Temperatur z. B. bereits 100 °C bei einem Druck von 1 bar. Die Zähigkeitsanforderungen an den Werkstoff werden daher maßgeblich durch die Druckprobe sowie die Temperaturgradienten beim An- und Abfahren mitbestimmt /KWU 75/.

Die gesamte innere Oberfläche des RDB ist mit einer Schweißplattierung aus austenitischem CrNi-Stahl versehen. Aufgrund des im Vergleich zum DWR hohen Sauerstoffgehalts im Reaktorkühlmittel ist es beim SWR besonders wichtig, dass deren oberste Schicht von mind. 2 mm Dicke beständig gegen interkristalline Spannungsrisskorrosion ist. Die Temperaturen für Spannungsarm-Glühungen nach dem Plattieren sind so gewählt, dass eine unzulässige Sensibilisierung der Plattierung gegen Spannungsrisskorrosion vermieden wird.

Die durch die Plattierung gegebene Beständigkeit gegenüber ebenmäßiger Korrosion ist nicht für den Schutz des RDB im Betrieb mit vollentsalztem Reaktorwasser notwendig, sondern stellt vielmehr sicher, dass sowohl vor Inbetriebnahme des RDB bei Reinigungs- und Beizprozessen als auch bei Anlagenstillstand kein unzulässiger Korrosionsangriff auftritt. Während des Betriebs reduziert die Plattierung allerdings die Konzentration an Korrosionsprodukten im Reaktorkühlmittel und damit den Aktivitätsaufbau im Kreislauf. Alle diese Aspekte gelten in ähnlicher Weise auch für DWR.

In die Behälterwand eingeschweißte Stutzen und die Pumpenstutzen werden als Schmiedeteile gefertigt, wobei die größeren hohlgeschmiedet werden. Die Flansche sind nahtlos gewalzte Ringe. Die stumpf am Boden angeschweißten austenitischen Steuerstabantriebs- und Instrumentierungsstutzen werden geschmiedet oder auch aus nahtlos gezogenen Rohren hergestellt.

Da das RDB-Unterteil wegen seiner Größe und Masse nicht als Ganzes zur Baustelle transportiert werden kann, müssen die vorgefertigten Einzelteile durch Montagenähte auf der Baustelle zusammengeschweißt werden. Bei SWR der Baulinie 69 wurden die-

se Nähte mittels Handschweißung mit umhüllter Elektrode geschweißt. Nach einer Zwischen-Spannungsarm-Glühung und der Zwischenprüfung erfolgt das Plattieren des Rundnahtbereichs. Danach wird abschließend spannungsarmgeglüht und komplett zerstörungsfrei geprüft. Parallel dazu werden die Steuerstabantriebsgehäuserohre eingebaut, mit den Steuerstabstutzen verschweißt und ebenfalls zerstörungsfrei geprüft.

Für die Qualität des fertigen RDB ist die Prüfung aller Fertigungsschritte eine wichtige Voraussetzung, angefangen von der Werkstatterprobung über die Zwischenprüfung bis zur zerstörungsfreien Prüfung des gefertigten RDB. Neben Prüfungen zur Ermittlung der mechanisch-technologischen Eigenschaften werden alle Bleche und Schmiedeteile einer 100 %-Ultraschall-Prüfung unterzogen.

Nach der Fertigstellung des RDB, dem Anschluss aller Rohrleitungen bzw. dem Verschließen der Stutzen, dem Aufsetzen des Deckels und dem Aufkleben der Dehnungsmesstreifen wird eine Wasserdruckprobe bei 1,3-fachem Auslegungsdruck durchgeführt. Die Wassertemperatur wird dabei mit genügend großem Abstand (üblicherweise ca. 60 °C) zur Sprödbruchübergangstemperatur des ferritischen Grundwerkstoffes eingestellt, um einen Sprödbruch mit Sicherheit auszuschließen. Während der Druckprobe werden umfangreiche Spannungs-Dehnungsmessungen u. a. an Übergangsstellen und Stutzen vorgenommen. Danach werden einige typische, durch die Druckprobe besonders beanspruchte Schweißnähte mit Ultraschall geprüft sowie die gesamte innere Oberfläche des RDB gereinigt und passiviert /KWU 75/.

3.2.5 Zur historischen Entwicklung der RDB für deutsche Anlagen

Ein wesentliches Ziel bei der Entwicklung der RDB war die Verminderung der Zahl der Schweißnähte. Alle Schweißnähte des RDB sind nach Regelwerk wiederkehrend zu prüfen. Daher sollte der RDB zur Verminderung des wiederkehrenden Prüfaufwands möglichst wenige Schweißnähte enthalten. Außerdem sind Längsnähte im zylindrischen Teil eines Druckbehälters höheren Spannungen quer zur Schweißnaht ausgesetzt als die Rundnähte. Dies ist aufgrund des beim Schweißen entstehenden Gefüges die „schwache“ Richtung der Schweißnaht (d. h. in dieser Richtung ist die Zähigkeit des Schweißguts geringer als längs der Schweißnaht). Um Längsnähte zu vermeiden ist daher bei allen DWR in Deutschland der zylindrische Bereich aus Schmiederingen gefertigt. Bei den 2016 noch im Leistungsbetrieb befindlichen Anlagen besteht der zylindrische Bereich unterhalb des Stutzenrings aus dem oberen und unteren kernnahen

Ringen und einem Bodenzonenring. Damit enthalten diese RDB auch nur eine kernnahe Schweißnaht, die im Bestrahlungs-Überwachungsprogramm berücksichtigt werden muss.

Der viel dickere Stutzenring war bei einigen heute nicht mehr im Leistungsbetrieb befindlichen „Altanlagen“ aus Segmenten gefertigt worden. Aus technologischen Gründen konnte dieser erst später als ganzer Ring und noch später, zumindest bei Japan Steel Works, zusammen mit dem Flanschring des Unterteils gefertigt werden (dann auch „Mantelflanschring“ genannt). Dadurch entfällt auch die Rundnaht zwischen Flansch- und Stutzenring. Damit wird der RDB eines DWR zusammengesetzt aus Deckelkalotte, Deckelflanschring, Mantelflanschring, oberer und unterer (kernnaher) Ring, Bodenzonenring und Bodenkalotte und enthält damit schon weniger Teile als nach Abb. 3.12. Auch die Deckel- und Bodenkalotten wurden bei einigen älteren, 2016 nicht mehr im Leistungsbetrieb befindlichen Anlagen aus Segmenten gefertigt und später aus einer Platte geschmiedet.

Bei den meisten älteren SWR wurden die RDB wegen des großen Verhältnisses von Durchmesser zu Wanddicke aus Blechen gefertigt. Dabei wurden die vergüteten Ausgangsbleche auf einer Biegewalze gerundet, längsnahtgeschweißt und anschließend einer Zwischen-Spannungsarmglühung unterzogen. Danach wurde die innere Oberfläche der Schüsse gereinigt, schweißplattiert und erneut spannungsarmgeglüht. Der Deckel und der Boden des RDB wurden bei diesen Anlagen aus Kumpelteilen gefertigt. Ausgangsmaterial waren Bleche, die bei Schmiedetemperatur gepresst wurden. Wie bei den Schüssen richtete sich die weitere Arbeitsfolge nach dem angewendeten Schweißverfahren. Die innere Oberfläche der verschweißten Kumpelteile wurde ebenfalls gereinigt, schweißplattiert und anschließend spannungsarmgeglüht /KWU 75/.

Die Verbesserung der Prüftechnik mit Ultraschall konnte viele ehemalige Prüfeinschränkungen weitgehend überwinden. Auch die Stutzenfelder im Deckel von DWR und Boden von SWR sind inzwischen vollständig prüfbar. Einschränkungen gibt es nur noch bei der Einschweißnaht des Bodens bei den SWR. Dies betrifft jedoch nicht die am höchsten beanspruchten Bereiche bzw. Orientierungen.

3.2.6 Herstellung eines Konvoi-Dampferzeugers

Die Dampferzeuger in den Konvoi-Anlagen sind stehende U-Rohrbündel-Wärmetauscher ohne Speisewasser-Vorwärmkammer. Eine schematische Übersicht inklusive Lage der Schweißnähte ist in Abb. 3.13 zu finden.

Auf der Primärseite sind die wesentlichen Bauteile der Rohrboden mit dem darauf stehenden U-Rohrbündel und die durch ein Trennblech geteilte Primärkammer mit dem Ein- und Austrittsstutzen für das Reaktorkühlmittel. Auf der Sekundärseite schließt sich an den Rohrboden der zylindrische Verdampferraum um das Rohrbündel (Innendurchmesser ca. 3,5 m, zwei zylindrische Schüsse) an, der sich darüber mittels zwei zylindrisch-konischer Schüsse zum Dampfraum über dem Rohrbündel aufweitet (Innendurchmesser ca. 4,6 m, ein zylindrischer Schuss). Alle genannten Bauteile der Sekundärwandung sind nahtlose Schmiedeteile. Die Rundnähte werden zur Minimierung der Spannung in die ungestörten zylindrischen Bereiche bzw. in den ungestörten konischen Bereich verlegt. Im Bereich des Dampfraumes befinden sich der Speisewasser- und der Notspeisestutzen. Der Dampfraum wird oben durch einen gewölbten Boden abgeschlossen, in dessen Zentrum der Dampfaustrittsstutzen eingeschweißt ist.

Primärkühlmitteleintritts- und -austrittskammer können für Inspektions-, Wartungs- und Montagearbeiten durch je ein Mannloch begangen werden. Auf der Sekundärseite sind im Verdampferraum sieben Handlöcher, über die u. a. die Umlaufdrossel eingestellt werden kann, und im Dampfraum ein Mannloch eingebaut, das, falls erforderlich, den Aus- und Einbau der Wasserabscheider/Dampftrockner erlaubt.

Jeder Dampferzeuger ist durch Stützkonstruktionen so gehalten, dass alle bei Betrieb oder Störfällen auftretenden Kräfte aufgenommen und abgetragen werden können. Dazu sind am Rohrboden zwei Tragpratzen, die als Anschlagpunkt für zwei Pendelstützen dienen, zur Auflagerung und zwei Führungspratzen als untere Horizontalabstützung des Dampferzeugers angebracht. Durch diese Konstruktion können die Wärmedehnungen der Kühlmittleitungen ausgeglichen und alle bei Betrieb oder Störfällen auftretenden vertikalen Kräfte aufgenommen werden. Die horizontalen Kräfte bei Erdbeben oder Störfällen werden im Bereich des Rohrbodens durch je eine zusätzliche Konsole (eine für Erdbeben, eine für Kühlmittelverluststörfall) aufgenommen. Im oberen Teil ist der Dampferzeuger zusätzlich am Dampfaustrittsstutzen gelagert, um horizontale Kräfte aus Erdbeben und Störfällen aufnehmen zu können. Der Dampferzeuger und seine Einbauten sind so ausgelegt, dass sie den Beanspruchungen der Betriebs-

und Störfälle, wie z. B. Frischdampfleitungsbruch, standhalten. Der Nachweis erfolgt dabei rechnerisch, experimentell und durch Auswertung der vorliegenden Betriebserfahrung.

Auslegungsdaten für den Dampferzeuger sind primärseitig wie der restliche Primärkreis 175 bar und eine Temperatur von 350 °C, sekundärseitig 87,3 bar und 350 °C. Der Rohrboden und die Heizrohre sind für eine Druckdifferenz zwischen Primär- und Sekundärseite von 105 bar und für eine Temperatur von 350 °C ausgelegt. Zusätzliche Belastungszustände und der Umfang der durchzuführenden Festigkeitsberechnungen sind spezifiziert. Für die höchstbeanspruchten Bereiche der Bauteile des Dampferzeugers werden soweit erforderlich Ermüdungsanalysen, u. a. nach KTA 3201.2 /KTA 13/, durchgeführt. Während der Druckprobe werden zur Kontrolle der Ergebnisse der Berechnungen Dehnungsmessungen durchgeführt.

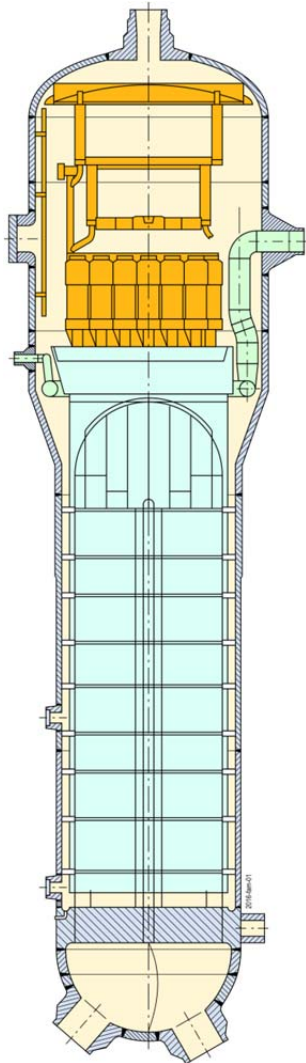


Abb. 3.13 Schemazeichnung eines (Konvoi-) Dampferzeugers ohne Vorwärmkammer mit eingezeichneten Schweißnähten

Die drucktragende Wandung der Primär- und der Sekundärseite des Dampferzeugers (ohne Stutzen kleiner Nennweite) ist aus dem ferritischen Werkstoff 20 MnMoNi 5 5 gefertigt. Die mit Primärkühlmittel beaufschlagten Bereiche auf der Primärseite mit Ausnahme des Rohrbodens sind zweilagig mit austenitischem Werkstoff vergleichbar 1.4550 schweißplattiert. Das Primärkammer-Trennblech ist aus dem austenitischen Werkstoff 1.4550 gefertigt. Die Primärseite des Rohrbodens ist dreilagig mit nickellegierten Schweißzusatzwerkstoffen vergleichbar 2.4807 (ähnlich Alloy 600) schweißplattiert, damit die Verschweißung der Heizrohre und bis zu zwei Reparaturen während der Fertigung ermöglicht werden. Die Dampferzeuger-Heizrohre selbst sind aus dem Werkstoff 1.4558 (ähnlich Alloy 800 nach ASME) gefertigt.

Nach dem Einschweißen werden die Dampferzeuger-Heizrohre an der oberen und unteren Stirnseite des Rohrbodens fest eingewalzt. Dabei kann jede Verbindung (Einwalzung bzw. Einschweißung) für sich die maximal möglichen Belastungen ertragen. Durch die Einwalzung wird außerdem der Fertigungsspalt zwischen Rohren und Rohrboden verschlossen, um Korrosion in diesem Spalt zu verhindern.

Auf der Sekundärseite sind im Bereich des heißen Schenkels der Dampferzeuger-Heizrohre über dem Rohrboden Strömungsverteilplatten verbaut, deren zentrale Öffnung dort hohe Vertikalgeschwindigkeiten bewirkt und eine Abschlammung der Rohrplatte in den Steigraum ermöglicht. Am unteren Ende des Fallraumes münden drei Abschlammleitungen in die Ringnut des Rohrbodens, durch die ein Umlaufwasserstrom bis zu 1 % des Dampfstromes kontinuierlich abgezogen werden kann.

Die Dampferzeuger-Heizrohre werden auf der Sekundärseite in Rohrhaltegittern aus austenitischen Stäben gehalten. Diese sind konstruktiv so aufgebaut, dass gleichzeitig Ablagerungen von Verunreinigungen und Strömungswiderstand auf ein Minimum reduziert werden. Dabei ist trotz der unterschiedlichen Wärmedehnung des austenitischen Werkstoffs der Gitter und des C-Stahles der Umlaufdrossel gewährleistet, dass eine eindeutige Fixierung der Rohre bei Fertigung, Transport und im Betrieb gewährleistet ist.

Der Dampferzeuger besitzt darüber hinaus Stutzen kleinerer Nennweite für Abschlammung und Instrumentierung. Diese sind aus geschmiedetem und mechanisch bearbeitetem Stabstahl aus dem Werkstoff 15 Mo 3 gefertigt. Als Schraubenwerkstoff für die Schrauben der Hand- und Mannlochdeckel kommt der Stahl 1.6578, für die Muttern und Dehnhülsen der Stahl 1.6582 zum Einsatz.

Qualitätssicherung vor, während und nach der Herstellung inkl. der durchzuführenden Prüfungen sind vergleichbar denen am RDB (vgl. hierzu Abschnitt 3.2.3).

Aus Transportgründen werden die Dampferzeuger in jeweils vier Teilen (ein Primär- und drei Sekundärteile) auf die Baustelle geliefert. Dort werden die drei benötigten Rundnähte im Sekundärteil geschweißt und die erforderlichen Wärmebehandlungen durchgeführt.

3.3 Prüf- und Überwachungsmaßnahmen

Übergeordnete Zielsetzung ist es, die Integrität druckführender Komponenten im Betrieb sicherzustellen. Zielsetzung von Prüf- und Überwachungsmaßnahmen ist es daher, Ursachen betrieblicher Schädigungsmechanismen zu überwachen und vorausschauend zu bewerten. Eine Überwachung unterstellter Folgen geschieht dabei durch Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung. Anlagenspezifisch wird unter Berücksichtigung der Gegebenheiten vor Ort ein Prüf- und Überwachungskonzept aufgestellt und bei neuen Erkenntnissen entsprechend angepasst.

Eine Aufarbeitung gängiger Prüftechniken, insbesondere im Zusammenhang mit der Erkennung korrosionsgestützten Risswachstums ist in /ELM 12/ zu finden.

3.3.1 Anforderungen aus dem Regelwerk

Der folgende Abschnitt ist ein Auszug aus KTA 3201.4 /KTA 10b/ und 3211.4 /KTA 13e/.

Prüfverfahren und -techniken müssen nachgewiesenermaßen geeignet sein, betriebsbedingte Fehler und deren Orientierung zu erkennen, gegebenenfalls sind verschiedene Prüfverfahren zur Präzisierung einzusetzen. Dabei dürfen für die Oberflächenprüfung zum Einsatz kommen: Magnetpulverprüfung, Farbeindringprüfung, Ultraschallprüfung, Wirbelstromprüfung, Durchstrahlungsprüfung, visuelle Prüfung; für die Volumenprüfung: Ultraschallprüfung, Durchstrahlungsprüfung. Für jede Prüftechnik sind Detailbestimmungen aufgeführt, besonders ausführlich für Ultraschall- und Wirbelstromprüfungen. Daneben werden Prüfungen zum Allgemeinzustand sowie Druck- und Funktionsprüfungen behandelt.

Prüfintervalle gelten ab Erstkritikalität bzw. Inbetriebsetzung der Komponente. Ebenso muss ab diesem Zeitpunkt eine Prüfliste bzw. ein Prüfhandbuch vorliegen, die bzw. das stets aktuell gehalten werden muss. Höchstintervalle werden festgelegt. Bei Hinweisen aus Betriebsüberwachung und Betriebserfahrung sind ggf. kürzere Intervalle oder zusätzliche Prüfungen vorzusehen. Anlagenbezogen ist der Sachverständige hinzuzuziehen. Zusätzlich werden Detailbestimmungen über Prüfungen am RDB, druckführenden Wandung der Steuerstabantriebe, Dampferzeuger, Druckhalter, Rohrleitungen, Hauptkühlmittelpumpengehäuse, Armaturen, Schraubverbindungen und Mischnähten aufgeführt.

Typische Prüfintervalle sind fünf (vier) Jahre, wobei sich die Zahl vor der Klammer auf Komponenten bezieht, die nach KTA 3201.1, 3201.2 und 3201.3 ausgelegt, konstruiert und hergestellt wurden bzw. bei denen eine Nachbewertung gezeigt hat, dass diese Intervalle zulässig sind. Für andere Komponenten oder Bereiche dieser Komponenten wird das Intervall in Klammern angewandt. Püfumfänge und Prüfintervalle sind dabei in der Regel so festgelegt, dass bei mehrfach vorhanden Komponenten (z. B. Dampferzeuger, HKM-Leitungen) innerhalb der üblichen fünf (vier) Jahre eine Teilmenge zu prüfen ist, dabei aber sichergestellt ist, dass innerhalb der folgenden Prüfintervalle alle Komponenten geprüft werden. Die folgenden Tabellen (Tab. 3.2 und Tab. 3.3) geben einen (vereinfachten) Überblick über Prüfungen am RDB und am Dampferzeuger.

Die Prüfung muss dabei unter Rahmenbedingungen durchgeführt werden, die keinen negativen Einfluss auf die Prüfung haben. Apparative und organisatorische Vorbereitung der Prüfung ist unter hinreichender Berücksichtigung des Strahlenschutzes durchzuführen. Dazu gehören klare Prüfanweisungen und eingewiesenes Personal. Außerdem sind detaillierte Vorgaben an Qualifikation des Personals und Dokumentationspflichten aufgeführt.

Die Betriebsüberwachung dient der Überwachung von Zustandsgrößen, die für die Integrität der DFU bzw. der äußeren Systeme bedeutend sind, wozu geeignete Messsysteme verwendet werden müssen. Bei nicht abgedeckten Lastfällen wird die Betriebsüberwachung der Ursachenermittlung herangezogen und dient der Neubewertung der Betriebszustände. Überwacht werden thermische Schichtung, schlagartige Belastungen (z. B. Wasserhammer), unbehinderte Verschiebung und Ausdehnung, Wasserqualität und Radiolysegasansammlungen, Änderung der Werkstoffeigenschaften sowie lose Teile (Körperschallüberwachung).

Tab. 3.2 Überblick über Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen am RDB (vereinfacht) nach KTA 3201.4 /KTA 10b/

ET: Wirbelstromprüfung, MT: Magnetpulverprüfung, UT: Ultraschallprüfung,
VT: Sichtprüfung

Prüfabschnitt	Prüftechnik	Prüfumfang	Prüfintervall
Läng- und Rundnähte	UT	Alle Nähte, gesamte Länge, gesamtes Volumen	5 (4) Jahre
Stützenan- und -einschweißnähte	UT		
Mischnähe (SWR)	UT	Oberfläche/oberflächennaher Bereich	
Anschlussbereich von Wärmeschutzrohren (SWR)	UT oder VT gezielt	anlagenbezogen	
Stützeninnenkanten	UT	Oberfläche/oberflächennaher Bereich gesamte Innenkante aller Stützen	
	VT gezielt	s. o. an repräsentativen Stützen	
Stege in Stützenfeldern	UT	Alle	
	VT gezielt	Außenoberfläche	
Innenoberfläche	VT integral und gezielt	Repräsentative Bereiche, anlagenbezogen	
Schraubenbolzen	VT gezielt UT, MT oder ET	Oberflächen, oberflächennahe Bereiche, gesamte verspannte Länge einschl. Gewinde	Innerhalb von 5 (4) Jahren mindestens 25 %, wobei in 3 aufeinanderfolgenden Prüfintervallen von jeweils 5 (4) Jahren 100 % zu prüfen ist. Alternativ darf die Prüfung im Intervall von 10 (8) Jahren zu jeweils 100 % durchgeführt werden.
Sacklochgewinde	VT gezielt UT oder ET	Oberflächen, oberflächennahe Bereiche, gesamte Gewindelänge	
Muttern	VT gezielt, ET oder UT	Gewindebereich, Auflagefläche	
Unterlegscheiben	VT gezielt	Beide Auflageflächen, Scheibenbohrung	
Anschweißnähte	Anlagenbezogen		
Hilfsschweißungen	MT oder UT	Anlagenbezogen	
Außenoberfläche	VT integral und gezielt	Repräsentative Bereiche, anlagenbezogen	5 (4) Jahre

Tab. 3.3 Überblick über Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen am Dampferzeuger (vereinfacht) nach KTA 3201.4 /KTA 10b/

ET: Wirbelstromprüfung, MT: Magnetpulverprüfung, PT: Farbeindringprüfung, UT: Ultraschallprüfung, VT: Sichtprüfung

Prüfabschnitt	Prüftechnik	Prüfumfang	Prüfintervall
Grundwerkstoff	UT	Rundungen Übergang Rohrplatte/Kalotte, Rohrplatte/Sekundärmantel, Krempe des gewölbten Bodens, innere Oberfläche und oberflächennaher Bereich	Innerhalb von 5 (4) Jahren halbe Anzahl der Dampferzeuger, wobei in 2 aufeinanderfolgenden Prüfintervallen von jeweils 5 (4) Jahren alle Dampferzeuger erfasst werden.
Rund- und Längsnähte	UT oder MT	Anschlussnaht Rohrplatte/Kalotte, Rohrplatte/Sekundärmantel, weitere repräsentative sek. Rundnaht, 25 % der Längsnähte, äußere und innere Oberfläche mit oberflächennahem Bereich, gesamte Nahtlänge	
Stutzen-einschweißnähte	UT oder MT	Ein HKM-Stutzen, äußere und innere Oberfläche mit oberflächennahem Bereich, gesamte Nahtlänge	
Stutzeninnenkanten	UT	Ein HKM-Stutzen, äußere und innere Oberfläche mit oberflächennahem Bereich, gesamte Innenkante	
Innenoberfläche (Primärseite)	VT integral und gezielt	Plattierung, Trennwand, Heizrohr-Einschweißung, Stutzen	
Rohranschlussstutzen (Sekundärseite)	UT oder MT	SpW-Stutzen, ein weiterer repräsentativer Stutzen, gesamter Umfang der Innenkante, Oberfläche mit oberflächennahem Bereich	

Prüfabschnitt	Prüftechnik	Prüfumfang	Prüfintervall
		chennahem Bereich	
Dampferzeuger-Heizrohre	ET	Je Dampferzeuger 20 % der Rohre, gesamte Länge	5 (4) Jahre, wobei innerhalb von 3 (2) Jahren die halbe Anzahl der Dampferzeuger erfasst wird.
Tragpratzen-Anschweißnähte	MT oder PT	Zugbeanspruchte Bereiche der Außenoberfläche	Innerhalb von 5 (4) Jahren ein Dampferzeuger, wobei in 4 aufeinanderfolgenden Prüfintervallen von jeweils 5 (4) Jahren alle Dampferzeuger erfasst werden.
Innenoberfläche (Sekundärseite)	VT integral und gezielt	Stutzen, Einbauten, drucktragende Wandung	
Halterungen der Dampferzeuger-Heizrohre im Rohrbo-genbereich	VT integral	Soweit einsehbar	
Anschweißnähte	Anlagenbezogen		
Hilfsschweißungen	MT oder UT	Anlagenbezogen	

3.3.2 DWR-RDB

Die folgenden Ausführungen geben einen Überblick über die schon bei der Auslegung zu berücksichtigenden Wiederkehrenden Prüfungen an einem DWR-RDB am Beispiel einer Konvoi-Anlage /KWU 78/. Durch Änderungen im Regelwerk basierend auf Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung wurde der Prüfumfang mittlerweile angepasst. Die derzeitigen Anforderungen aus dem Regelwerk sind in im vorigen Abschnitt 3.3.1 (insb. Tab. 3.2) zu finden.

Das RDB-Unterteil kann von innen geprüft werden, nachdem der Deckel abgenommen und die RDB- und Kerneinbauten entfernt wurden. Aus Gründen des Strahlenschutzes erfolgen die Prüfungen unter Wasser, was bei Ultraschall-Prüfungen zusätzlich den Vorteil der besseren Ankoppelung der Prüfköpfe mit sich bringt. Der RDB-Deckel wird in seiner Abstellposition geprüft.

Die Fehler-Anzeigen der die Fertigung begleitenden US-Prüfungen sind in Bezug auf ihre Position und den Befund in einem "US-Atlas" nach einem einheitlichen System verzeichnet (vgl. hierzu Abschnitt 3.2.3). Nach der Druckprüfung des Primärkreises, aber vor der nuklearen Inbetriebnahme des Reaktors erfolgt eine "Nullaufnahme" des

gesamten Reaktordruckbehälters. Deren Ergebnisse können wiederum mit den registrierten Fehler-Anzeigen des Ultraschall-Atlas verglichen werden.

Im RDB-Unterteil erfolgen Ultraschall-Prüfung sämtlicher Schweißnähte in der Behälterwandung sowie der Einschweißungen der Hauptkühlmittelstutzen, der hochbeanspruchten Innenkanten der Hauptkühlmittelstutzen und der Anschlussschweißnähte zwischen Hauptkühlmittelstutzen und der Hauptkühlmittelleitung. Diese Prüfungen finden von der Innenseite des Druckbehälters durch die Plattierung hindurch statt. Für visuelle Prüfungen werden üblicherweise Kameras bzw. Tauchroboter/U-Boote verwendet. In Sonderfällen kann auch eine Außenprüfung durchgeführt werden, wofür ein Luftspalt von 50-60 cm zur Verfügung steht.

Am RDB-Deckel werden Ultraschall-Prüfungen der Flanschsweißnaht und der Stege zwischen den Steuerelementstutzen durchgeführt, die von der Außenseite erfolgen. Die Plattierung auf der Innenseite kann visuell mittels Kamera geprüft werden.

An den RDB-Schrauben können Ultraschallprüfungen im eingebauten Zustand erfolgen. Oberflächenrissprüfungen finden im ausgebauten Zustand statt.

3.3.3 Dampferzeuger

Die folgenden Ausführungen geben einen Überblick über die bei der Auslegung zu berücksichtigenden Wiederkehrenden Prüfungen am Beispiel einer Konvoi-Anlage /KWU 78/. Durch Änderungen im Regelwerk basierend auf Erkenntnissen aus der deutschen und internationalen Betriebserfahrung wurde der Prüfumfang mittlerweile angepasst. Die derzeitigen Anforderungen aus dem Regelwerk sind in im Abschnitt 3.3.1 (insb. Tab. 3.3) zu finden. Bei Dampferzeugern (u. a. mehrfach vorhandenen Komponenten) ist dabei die Philosophie, dass bei Prüfungen an Teilmengen der Komponenten innerhalb einer bestimmten Anzahl Prüfzyklen alle gleichartigen Komponenten erfasst werden. So ist die Innenoberfläche der Primärkammern mittels visueller Prüfung in einem Prüfzyklus in der Hälfte der Dampferzeuger zu prüfen, in dem darauffolgenden Prüfzyklus ist dann aber die andere Hälfte zu prüfen, sodass alle Dampferzeuger erfasst werden. Dies ist im Gegensatz zu anderen Prüfphilosophien wie z. B. nach ASME, wo bei Teilmengenprüfungen in jedem Prüfzyklus immer dieselbe Teilmenge geprüft wird.

Visuelle und Ultraschallprüfungen finden an den Schweißnähten des Behälters, an der Primärsammelkammer (Besichtigung der Plattierung der Sammelkammer mittels Kamera), an den Stutzenschweißungen des Rohrbodens und an den Tragpratzen-schweißnähten statt. Dazu ist an den jeweiligen Stellen die Isolierung leicht abnehmbar und wieder montierbar ausgeführt. Auf der Sekundärseite finden visuelle Prüfungen des Wasserabscheiders und an den Heizrohren über dem Rohrboden statt.

An den Dampferzeuger-Heizrohren werden Wirbelstromprüfungen durchgeführt. Mittels einer Sonde, die in die Rohre eingeschoben wird, wird auf Wanddickenschwächungen, Materialtrennungen (rissartige Anzeigen) und Ablagerungen geprüft. Detailliertere Ausführungen zu Prüfungen an Dampferzeuger-Heizrohren sind in /REC 09/ zu finden. An Mannlochdeckelverschraubungen finden Oberflächenrissprüfungen an den Bolzen statt.

3.4 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Die Auswertung der deutschen Betriebserfahrung zu auslegungs- und fertigungsbedingten Fehlern anhand der GRS-Datenbanken VERA und KOMPASS zeigt nach einem deutlichen Anstieg Ende der 1970er Jahre im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme vieler Anlagen einen grundsätzlich abnehmenden Trend im zeitlichen Verlauf. Bei den neueren Anlagen (DWR der 3. und 4. Generation, auch als Vor-Konvoi und Konvoi bezeichnet, SWR der Baulinie 72) zeigt sich der Erfolg der eingeleiteten Qualitätssicherungsmaßnahmen, indem deutlich weniger Schäden auftraten. Im Umkehrschluss bedeutet dies aber auch, dass die DWR der 2. Generation und die SWR der Baulinie 69 auch in späteren Jahren immer noch für einen erheblichen Teil der Ereignisse „verantwortlich“ sind. Besonders betroffen waren dabei in allen Anlagen kleinere Rohrleitung von Hilfssystemen oder Systemen, die nicht regelmäßig in Betrieb sind, wie z. B. Kühlmittelreinigung oder Probenahmesysteme.

Insbesondere in der deutschen, aber auch – wenn auch weniger ausgeprägt – in der internationalen Betriebserfahrung nehmen die Schweißfehler und entsprechende Folgefehler den größten Raum ein. In der Internationalen Betriebserfahrung spielen bei Herstellungsfehlern auch Montagefehler, d. h. Fehler auf der Baustelle bzw. in der Anlage eine im Vergleich zur deutschen Betriebserfahrung größere Rolle. Im Unterschied zur deutschen Betriebserfahrung wird international wesentlich häufiger mangelhaftes Qualitäts- und Alterungsmanagement bzw. mangelhafte Auswertung der Betriebserfah-

rung mit als Schadensursache angegeben. Auslegungsfehler in deutschen Anlagen waren meist auf Konstruktionsfehler zurückzuführen, während international Schäden infolge einer ungeeigneten Werkstoffwahl, u. a. aufgrund des breiten Einsatzes der Nickellegierung Alloy 600, deutlich mehr Raum einnimmt.

Nach einer erheblichen Anzahl an herstellungsbedingten Schäden im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme der DWR der 2. Generation und der SWR der Baulinie 69 wurden in den folgenden Jahren sowohl zusätzliche Maßnahmen des Herstellers eingeführt als auch ein Regelwerk aufgestellt. Die Zusammenfassung der Anforderung aus dem Regelwerk zu Herstellung und Prüfung zeigt, mit welchen umfangreichen Maßnahmen die gefertigte Qualität sichergestellt, dokumentiert und im Betrieb überwacht wird. Neben den rein technisch-physikalischen Vorgaben mit entsprechend konservativen Annahmen handelt es sich oft um qualitätssichernde Maßnahmen, die ein entscheidender Faktor für die Zuverlässigkeit der Komponenten sind. Am Beispiel RDB (sowohl von DWR als auch von SWR) und Dampferzeuger wurde gezeigt, wie diese Maßnahmen im Fertigungsprozess umgesetzt werden.

Die stark verminderte Anzahl meldepflichtiger Ereignisse bei den neueren Anlagen, sowohl bei DWR (3. und 4. Generation) als auch bei SWR (Baulinie 72) kann sicher zu einem guten Teil als Erfolg dieser Maßnahmen angesehen werden. Neben einer generell deutlich verminderten Zahl gemeldeter Herstellungs- und Auslegungsfehler konnte insbesondere die Anzahl der gemeldeten Schweißfehler effektiv reduziert werden. Dies zeigt, dass die eingeleiteten Maßnahmen weitgehend gegriffen haben. Aus diesem Grund ergibt sich aus der Auswertung der Betriebserfahrung aus Sicht der GRS derzeit keine sicherheitstechnische Notwendigkeit, Änderungen am bestehenden Regelwerk vorzunehmen.

4 Stützkonstruktionen

In KKW dienen Stützkonstruktionen dazu, verschiedene in der Auslegung vorgesehene Lasten, wie z. B. das Eigengewicht von Komponenten, das Gewicht von Medien, betrieblich bedingte Schwingungen oder Druckstöße auf lastabtragende Anlagenteile zu übertragen oder die Auswirkungen einzugrenzen. Je nach Art der Stützkonstruktion müssen dabei auch verschiedene Betriebszustände der Anlage (u. a. im Hinblick auf thermische Dehnung und Schwingungen von Komponenten) und Einwirkungen von außen oder Innen (Erdbeben, Rohrbruch) bei Auslegung und Betrieb berücksichtigt werden. Neben speziell angefertigten Konstruktionen zur Abstützung der großen Behälter und Rohrleitungen (insb. Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Druckhalter, Hauptkühlmittel- oder Speisewasserpumpen, sowie Leitungen großer Nennweite und an diese anschließende Rohrleitungen und Armaturen oder druck- und aktivitätsführende Komponenten außerhalb des Primärkreises) kommen auch serienmäßige Standardhalterungen zum Einsatz, wie z. B. Zugstangen, Spannschlösser, Rohrschellen, Konstanthänger, Federhänger, Gelenkstreben, Stoßbremsen, Dämpfer oder Verbindungsteile zwischen den zuvor genannten. Die Auslegung, Fertigung und wiederkehrende Prüfung der speziellen Konstruktionen wie auch der serienmäßigen Standardhalterungen sind im KTA-Regelwerk, insbesondere in den Regeln der Reihe KTA 3205 /KTA 02/, /KTA 15c/, /KTA 11/, geregelt.

4.1 Betriebserfahrung mit Stützkonstruktionen

Für die Auswertung der deutschen Betriebserfahrung wurde die GRS-Datenbank VERA hinsichtlich relevanter Ereignisse analysiert. Für die internationale Betriebserfahrung stand das Incident Reporting System (IRS) der IAEA zur Verfügung.

Eine Meldepflicht für deutsche Anlagen bezüglich Stützkonstruktionen liegt nach dem Kriterium N 2.5.3 in der AtSMV /BMU 10/ (vor dem Jahr 1992 entsprach dies dem Kriterium N 1.7) bei „Schaden durch Wasser- oder Kondensationsschlag oder systematische Schäden an Aufhängungen, Unterstützungen oder Dämpfungseinrichtungen an einer sicherheitstechnisch wichtigen Rohrleitung oder Komponente“ vor. Weitere mögliche Meldekriterien für Ereignisse in Folge von defekten oder nicht spezifikationsgerechten Stützkonstruktionen können sein:

- Funktionsstörungen, Schäden oder Ausfälle im Sicherheitssystem oder in den sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen oder Anlagenteilen,

- Schäden oder Leckagen an Rohrleitungen.

Potentielle Ereignisse mit Stützkonstruktionen konnten daher teilweise anhand des Meldekriteriums N 2.5.3 oder des betroffenen Komponententyps (hier: Rohrleitung) identifiziert werden, wobei sich im zweiten Fall nur ein sehr geringer Teil als für dieses Thema relevant herausstellte. Zusätzlich wurde in der VERA-Datenbank eine gezielte Volltextsuche an Hand von Stichworten (Suchbegriffe: Halterung, Gleitlager, Hänger, Dämpfer, Dübel, Anker) sowohl im Meldungstitel als auch im Meldetext der Ereignisse durchgeführt. Für die Auswertung der internationalen Betriebserfahrung wurde in einem ersten Schritt in der IRS-Datenbank ebenfalls eine Stichwortsuche mit den Begriffen „support structure, hanger, damper, restraint“ durchgeführt.

Die so gesammelten nationalen und internationalen Ereignisse wurden hinsichtlich ihrer Relevanz für das vorgegebene Thema analysiert, indem die ausführlichen Beschreibungen der jeweiligen Ereignisse untersucht wurden. Erfasst wurden hierbei deutsche Ereignisse aus dem Zeitraum 1965 - 2015 und internationale Ereignisse aus dem Zeitraum 1978 - 2015, d. h. Ereignisse aus dem jeweils kompletten Datenbestand der VERA und des IRS bis einschließlich 2015.

4.1.1 Betriebserfahrung in deutschen Anlagen

In der GRS-Datenbank VERA konnten für den untersuchten Zeitraum insgesamt 50 Ereignisse mit Relevanz für Stützkonstruktionen ermittelt werden, wovon 18 in DWR-Anlagen und 32 in SWR-Anlagen auftraten, wie in Abb. 4.1 dargestellt. Es kann nicht eindeutig geklärt werden, wodurch die fast doppelt so hohe Anzahl an Meldungen in SWR-Anlagen zustande kam. Einen Beitrag hierzu liefert sicherlich die weiter greifende Meldepflicht für SWR-Anlagen, welche den gesamten Wasser-Dampf-Kreislauf umfasst. Weiterhin betraf eine größere Anzahl an Meldungen (zehn Ereignisse) in SWR-Anlagen Stoßbremsen, wohingegen nur eine Meldung mit Stoßbremsen in DWR-Anlagen zu finden ist, was ebenfalls einen Beitrag zu der deutlich unterschiedlichen Anzahl an Meldungen leistet.

Neben den Ereignissen mit Stützkonstruktionen in Abb. 4.1 wurden elf Ereignisse in DWR- und SWR-Anlagen im Zusammenhang mit Dübeln erfasst, welche zwar nicht zu den Stützkonstruktionen gehören, aber als Teil der Schnittstelle zwischen den Stützkonstruktionen und den lastabtragenden Anlagenteilen, in der Regel bauliche Strukturen, einen wesentlichen Beitrag für den Lastabtrag leisten.

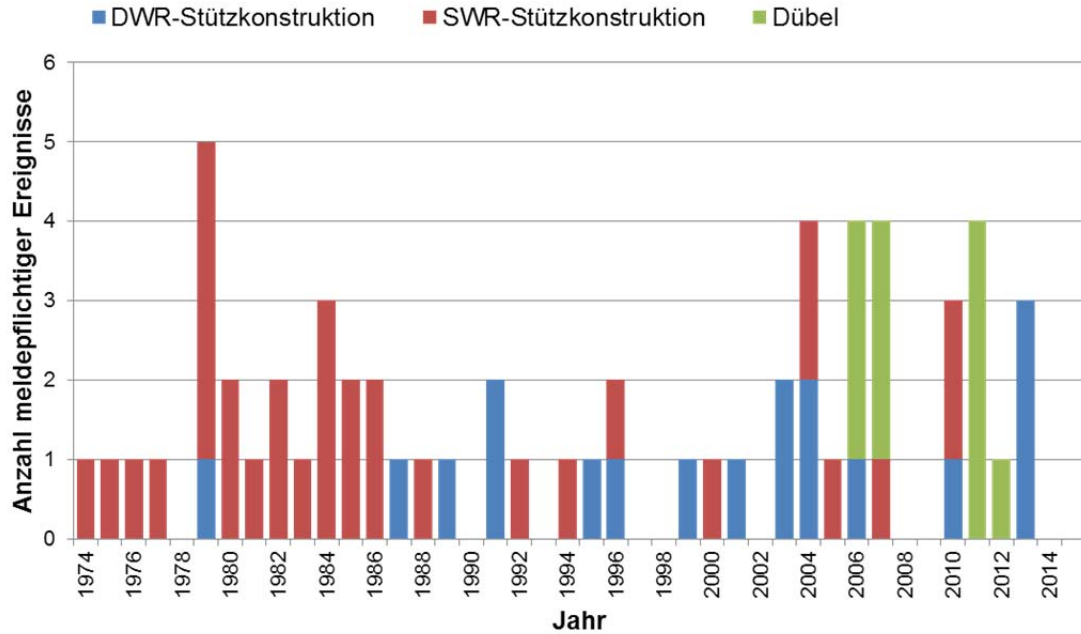


Abb. 4.1 Verteilung meldepflichtiger Ereignisse zu Stützkonstruktionen in DWR- und SWR-Anlagen und zu Dübeln in den Jahren 1974 - 2015

Die gemeldeten Ereignisse zu Stützkonstruktionen sind unregelmäßig über die Jahre verteilt. Die Anzahl der Ereignisse pro Jahr fällt hierbei im Allgemeinen sehr gering aus, in den ersten Jahren von 1965 - 1973 wurden gar keine entsprechenden Ereignisse gemeldet. Selbst die vier im Jahr 1979 in SWR-Anlagen gemeldeten Ereignisse stellen im Vergleich zu den insgesamt 204 gemeldeten Ereignissen dieses Jahres nur einen kleinen Anteil dar. Gleiches gilt auch für die drei Ereignisse im Jahr 2013 in DWR-Anlagen im Vergleich zu insgesamt 81 gemeldeten Ereignissen. Einzig die Häufung der Ereignisse mit Dübeln in den Jahren 2006 - 2012 ist auffällig. Zu dieser Häufung kam es aufgrund von Übertragbarkeitsprüfungen in anderen Kernkraftwerken nach dem ersten gemeldeten Ereignis. Die meldepflichtigen Ereignisse mit Dübeln betreffen nicht spezifikationsgerecht gesetzte Dübel. Hierbei handelt es sich um Fertigungsfehler in Form von Montagefehlern, welche teils darauf beruhten, dass Montage- und Prüfvorschriften unzureichend waren und dass den Beteiligten nicht alle Merkmale für die korrekte Montage der Dübel bewusst waren.

Im Betrachtungszeitraum wurden elf Weiterleitungsnachrichten (WLN) im Zusammenhang mit Stützkonstruktionen herausgegeben, von denen zwei WLN Ergänzungen zu bereits bestehenden waren.

4.1.1.1 Art der Stützkonstruktion und gemeldete Ereignisse

Für die Auswertungen der Ereignisse mit Stützkonstruktionen nach der Art der Stützkonstruktion (Dämpfer, Stoßbremse, Gleitlager usw.) wurde nicht mehr nach DWR- oder SWR-Anlagen unterschieden, da sich gezeigt hat, dass der Anlagentyp keine besondere Rolle spielt.

Wie in Abb. 4.2 dargestellt, konnte aus den ausgewerteten Meldungen unterschieden werden nach den betroffenen Stützkonstruktionen, d. h.

- Stoßbremsen (11 Ereignisse),
- Gleitlagern (6 Ereignisse),
- Unterstützungen von RDB, Ventilen, Sammlern oder anderen Komponenten außer Rohrleitungen (4 Ereignisse),
- Hängern, sowohl Konstanthänger als auch Federhänger (3 Ereignisse),
- Dämpfern, ohne Stoßbremse (2 Ereignisse),
- Halterungen, sofern nicht unter den zuvor genannten oder nicht weiter spezifiziert (15 Ereignisse), sowie
- Defiziten im Halterungskonzept (9 Ereignisse), d. h. zu wenigen oder ungünstig gesetzten Halterungen.

Das letzte der elf Ereignisse in Abb. 4.2 im Zusammenhang mit Stoßbremsen erschien im Jahr 1989. Seitdem wurden keine meldepflichtigen Ereignisse mit Stoßbremsen mehr verzeichnet. Für die übrigen Meldungen kann keine zeitliche Abgrenzung wie für Stoßbremsen vorgenommen werden, da diese anscheinend zufällig über den Betrachtungszeitraum verteilt sind. Auf die Ereignisse mit unterschiedlichen Stützkonstruktionen wird im Folgenden eingegangen.

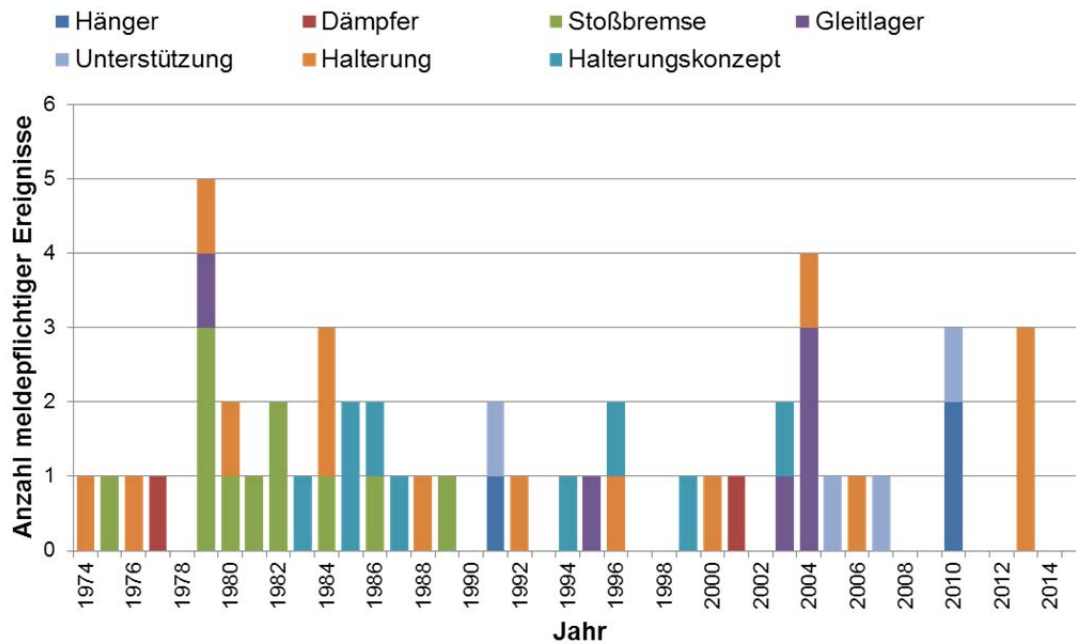


Abb. 4.2 Verteilung meldepflichtiger Ereignisse in den Jahren 1974 – 2015 zu Stützkonstruktionen in deutschen KKW aufgeschlüsselt nach Art der Konstruktion

Stoßbremsen

Die gemeldeten Ereignisse an Stoßbremsen traten vorwiegend in SWR-Anlagen und hier im Frischdampf- und Kondensatsystem auf. Als Schadensursache werden Fertigungsfehler, Überbeanspruchung, Auslegungsfehler und Verschleiß angegeben. Nur ein Ereignis im Jahr 1989 wurde von einer DWR-Anlage gemeldet, bei der in einem Strang des Not- und Nachkühlsystems ein Stoßbremsenlager auf Grund der Unterdimensionierung des Lagers abbriss.

Im Rahmen eines früheren Vorhabens der GRS aus dem Jahr 1989 wurde der Einfluss der Stoßbremsenkonfiguration auf das Verhalten von Rohrleitungssystemen unter Druckstoßeinwirkungen untersucht. Dabei wurden auch unterschiedliche Halterungskonzepte für typische Rohrleitungssysteme von SWR untersucht. Der Bericht kommt u. a. zu dem Ergebnis, dass ein weitgehender Verzicht auf Stoßbremsen auf der Basis der Erfahrungen bei realen Erdbeben und Versuchen mit erdbebenähnlichen Lasten begründbar ist.

Gleitlager

Risse an Schweißungen von Gleitlagern, die als Unterstützungen von Speisewasserleitungen dienten, wurden im Jahr 1979 in einer Anlage registriert. Detailliertere Angaben, um welche Schweißnähte es sich dabei handelte, wurden nicht gemacht.

Zwei Ereignisse aus dem Jahr 2004 mit Gleitlagern stehen miteinander in Zusammenhang, da die Defizite an den Gleitlagern von Speisewasserleitungen in einer zweiten Anlage auf Grund von Übertragbarkeitsprüfungen entdeckt wurden. Die Rohrleitung wird dabei zwischen zwei so genannte Auflageprismen so fixiert, dass nur eine freie Bewegung der Leitung in Richtung der Längsachse der Leitung ermöglicht wird. Damit dabei die Auflageprismen nicht mitbewegt werden, sind diese durch kleine Führungsbleche gesichert, welche eine Verschiebung der Auflageprismen verhindern. Bei dem Ereignis in der ersten Anlage war eines der beiden Auflageprismen, auf denen die Leitung gleiten soll, in Längsrichtung der Rohrleitung aus der Halterung herausgeschoben worden. Dies war möglich, da ein Führungsblech, welches sonst eine Bewegung der Auflageprismen behindert, wegen abgescherter Schrauben, mit denen es befestigt war, nicht mehr vorhanden war. Obwohl ein Auflageprisma nicht mehr in seiner vorgesehenen Position war, wurde die Rohrleitung noch ausreichend abgestützt. Die Konstruktion wurde dahingehend geändert, dass die Führungsbleche nicht mehr durch Schrauben gesichert waren sondern angeschweißt wurden.

Bei einem weiteren Ereignis im Jahr 2004 handelte es sich um feststehende oder schwergängige Gleitlager, welche eine freie Bewegung einer Rohrleitung des SHB-Betriebsentwässerungssystems in Richtung der Längsachse der Leitung verhinderten. Dadurch traten bei Temperaturänderungen langsame Dehnungen in der Rohrleitung auf, die die Voraussetzungen für Dehnungsrissskorrosion schufen.

Ein Ereignis im Jahr 1995 führte auf Grund eines ebenfalls blockierten Gleitlagers zu unzulässigen Schwingbeanspruchungen und somit zu Schäden an einer Mindestmengenleitung des Notspeisewassersystems (Nennweite 80 mm). Bei dem Ereignis im Jahr 2003 führte ein loses Gleitlager zu einer unzulässigen Schwingbeanspruchung der Mindestmengenleitung eines Nachkühlsystems (Nennweite 100 mm) und somit zum Schaden. Inwieweit sich ein loses oder feststehendes Gleitlager nachteilig auf die abzustützende Komponente auswirkt und ob dadurch unzulässige Schwingungen oder Zwängungen verursacht werden, ist ohne eine detaillierte Analyse des gesamten Systems nur schwer vorhersagbar.

Unterstützungen

Abgescherte Befestigungsschrauben von Passplatten der RDB-Tangentialabstützung wurden im Jahr 1991 vorgefunden, was Veranlassung für eine Weiterleitungsnachricht war und auf thermisch induzierte Zwängungen zurückgeführt wurde. Weitere Schäden an Unterstützungen traten in den Jahren 2005 und 2007 im Bereich der Umleitsammler beim Umleitbetrieb auf. Beim Umleitbetrieb kam es zu strömungsinduzierten Schwingungsbelastungen. Ebenfalls auf Grund zyklischer Belastungen und in Verbindung mit einer ungünstigen Konstruktion traten im Jahr 2010 Schäden an Unterstützungen der Turbinenstellventile/Schnellschlussventile auf.

Hänger

Die drei Ereignisse zu Hängern betrafen sowohl Federhänger als auch Konstanthänger. Im ersten Ereignis im Jahr 1991 war die Mauerwerksbefestigung eines Konstanthängers einer Frischdampfleitung gebrochen, da ein Fertigungsfehler in Form eines unzureichenden Formschlusses zwischen Mauerwerk und Befestigung der Stützkonstruktion vorlag. Im zweiten Ereignis im Jahr 2010 traten Befunde an Rohrleitungshängern der Kondensationskammer-Sprühleitungen aufgrund von Montagefehlern und Schwingbeanspruchungen auf. Im letzten Ereignis im Jahr 2010 wurden unzulässig blockierte Federhänger vorgefunden, was Veranlassung für eine Weiterleitungsnachricht war. In welchem Zusammenhang es zu der Blockierung kam, konnte hierbei nicht zweifelsfrei festgestellt werden.

Dämpfer

Bei dem ersten Ereignis mit Dämpfern im Jahr 1977 wurde durch eine nicht aufgehobene Blockierung des Dämpfers in Verbindung mit einer unbekanntem Überbelastung der Dämpfer einer Tankleitung des Schnellabschaltsystems geschädigt.

Im zweiten Ereignis im Jahr 2001 war die Dämpfungsmasse in mehreren Viskosedämpfern teilweise ausgehärtet, was zu einer verminderten Funktionalität führte. Zu der Aushärtung kam es auf Grund einer unzureichenden Durchmischung beim Hersteller.

Halterungen

Die Ereignisse mit Halterungen sind über den gesamten Betrachtungszeitraum ab 1974 verteilt. Schäden an Halterungen oder mit diesen in Verbindung stehende Schäden an Rohrleitungen traten nur in vereinzelt Fällen an größeren Rohrleitungsdurchmessern auf. So wurde z. B. ein Anriss in der Anschluss-Schweißnaht einer Rohrleitung an den Kondensator mit einer Nennweite von 600 mm gemeldet. In den meisten Fällen waren aber eher kleinere Nenndurchmesser bis 25 mm wie z. B. Druck- und Analysemessleitungen unterschiedlicher Systeme betroffen. Die häufigste Ursache für die Schäden an den Rohrleitungen war Ermüdung begünstigt durch Auslegungs- oder Fertigungsfehler. In drei Fällen wurden die Halterungen durch Überbeanspruchung in Form von Druckstößen beschädigt. Ein weiteres Ereignis im Jahr 2000 war Anlass für eine Weiterleitungsnachricht, da hier eine Übertragbarkeit des Ereignisses vermutet wurde: Eine Rohrschelle einer Rohrleitungshalterung im Schnellabschaltsystem eines SWR hatte sich auf Grund der Versprödung einer Kunststoffeinlage zwischen Schelle und Rohrleitung gelockert.

Halterungskonzept

Bei den neun Ereignissen in Abb. 4.2 im Zusammenhang mit einem unzureichenden Halterungskonzept, kamen die Schäden an den Rohrleitungen durch Schwingbeanspruchungen zustande, da die Rohrleitungen unzureichend abgestützt waren. In der Regel waren die betroffenen Leitungen mit Nennweiten bis zu 80 mm dabei seit mehreren Jahren in Betrieb. Ein Ereignis im Jahr 1983 wurde im Rahmen der Inbetriebsetzung gemeldet. Ein weiteres Ereignis im Jahr 2003 wurde dadurch verursacht, dass in einem Leitungsabschnitt eine motorbetriebene Armatur umgesetzt und eine zusätzliche Handarmatur eingesetzt wurden, wodurch die Leitung stärker zu Schwingungen angeregt wurde. Das Halterungskonzept war in diesem Falle nicht überprüft worden.

4.1.1.2 Ursache für Schäden an Stützkonstruktionen

Wie im vorigen Abschnitt wurde für die Auswertungen der Betriebserfahrung mit Stützkonstruktionen die Schadensursache (Auslegung, Fertigung, Ermüdung, Überbelastung, sonstige Ursachen) nicht mehr nach Anlagentyp aufgeschlüsselt, da dies hier ebenfalls keine besondere Rolle spielt. Die Angaben zu den Schadensursachen, welche im Rahmen der Ursachenuntersuchung ermittelt wurden, fallen sehr unterschiedlich detailliert aus.

Die Aufschlüsselung nach Schädigungsmechanismen zeigt, dass der überwiegende Teil der Schäden (26 Ereignisse von insg. 50) an Stützkonstruktionen oder abgestützten Komponenten auf Grund von Ermüdung auftrat, wie in Abb. 4.3 wiedergegeben. Die notwendigen Voraussetzungen für diesen Schadensmechanismus – unzulässige zyklische Beanspruchungen – kamen bei einem erheblichen Teil der Ereignisse erst in Verbindung mit Auslegungs- oder Fertigungs- bzw. Montagefehler zustande. Dementsprechend machen Auslegungs- und Fertigungsfehler und deren Kombinationen mit anderen Ursachen einen wesentlichen Anteil der meldepflichtigen Ereignisse in Verbindung mit Stützkonstruktionen aus. Es wurden insgesamt 15 Ereignisse zu Auslegungsfehlern und 17 Ereignisse zu Fertigungsfehlern gemeldet, d. h. etwa je ein Drittel der Meldungen. Die einzelnen Schadensursachen und die zugehörigen Ereignisse werden im Folgenden diskutiert.

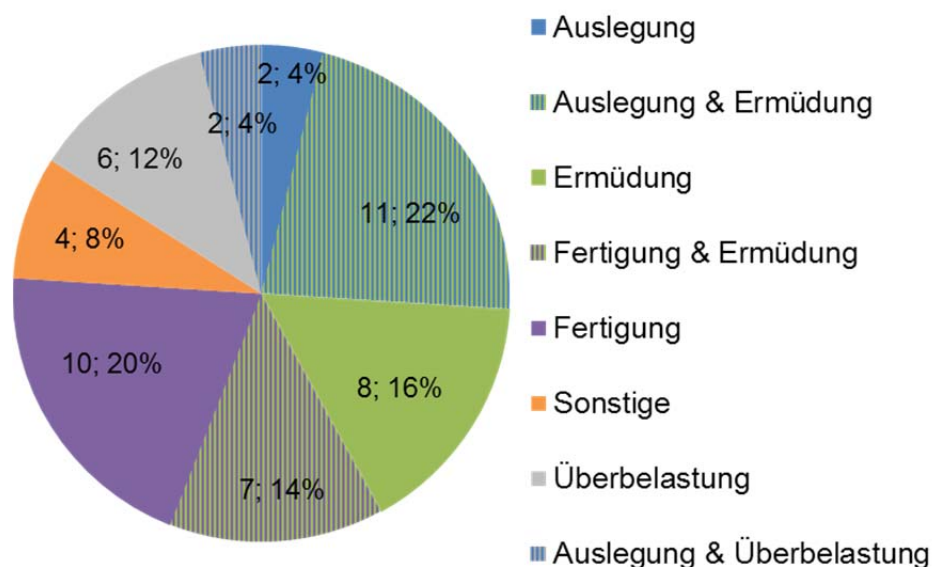


Abb. 4.3 Ursachen für Schäden an oder in Verbindung mit Stützkonstruktionen in deutschen KKW

Auslegungsfehler

In zwei Anlagen kam es zu Schäden an Stützkonstruktionen aufgrund von Auslegungsfehlern ohne Beteiligung einer weiteren Schadensursache. Hier führten Konstruktionsfehler an Stoßbremsen zu Schäden an diesen. Im ersten Fall im Jahr 1979 lag ein Konstruktionsmangel an Teilen innerhalb der Stoßbremse vor, welcher dazu führte, dass in Zugrichtung keine Kraftaufnahme erfolgte. Im zweiten Fall im Jahr 1989 war ein Stoß-

bremsenlager nicht ausreichend dimensioniert, wodurch es zum Abriss des Lagers kam.

Zwei Ereignisse im Jahr 2004 mit Auslegungsfehlern und Überbelastung betrafen die Gleitlager von Speisewasserleitungen in zwei Anlagen, bei denen die Schrauben, welche die Sicherungsbleche halten, abgeschert waren und die Auflageprismen nicht mehr in ihrer Lage fixiert waren. Dementsprechend wurde die Konstruktion dahingehend geändert, dass die Sicherungsbleche angeschweißt wurden.

Die elf Ereignisse zu Auslegungsfehlern in Verbindung mit Ermüdung beinhalten alle im vorigen Abschnitt genannten neun Ereignisse mit einem unzureichende Halterungskonzept (siehe Abb. 4.2), da dadurch ein ungünstiges Schwingverhalten der Leitungen erst ermöglicht wurde. Bei zwei weiteren Ereignissen in einer Anlage im Jahr 1984 waren die Halterungen vermutlich zu starr ausgelegt, wodurch ebenfalls eine ungünstige Schwingbeanspruchung der Analysemessleitungen ausgelöst wurde.

Fertigungsfehler inklusive Montagefehler

Zu den Fertigungsfehlern wurden in dieser Auswertung auch Montagefehler und Handhabungsfehler gezählt. Als solche sind z. B. nicht aufgehobene Blockierungen, nicht montierte Teile oder Ableitung von Schweißströmen über Stützkonstruktionen aufgetreten.

Fünf der gemeldeten Ereignisse zu Stoßbremsen hatten unterschiedliche Fertigungsfehler als Ursache. Neben Montagefehlern in Form von nicht montierten Teilen liegen auch Fertigungsfehler an Teilen der Stoßbremse vor, in diesem Fall an inneren Teilen der Stoßbremse. Dies führte zu einer eingeschränkten Funktionsfähigkeit oder zu Schäden an Stoßbremsen.

Zu den sieben Ereignissen auf Grund von Fertigungsfehlern in Verbindung mit Ermüdung zählen drei Vorkommnisse im Jahr 2013 in unterschiedlichen Anlagen, bei denen Schraubenköpfe von Befestigungsschrauben an Halterungen von Notstromdieselmotoren fehlten bzw. Rissbefunde an Halterungs- und Stützkonstruktionen an den Notstromdieselaggregaten vorgefunden wurden. In diesen Fällen war der Verschraubungszustand durch fehlende Vorgaben zum Anzugsmoment im Wartungshandbuch nicht hinreichend definiert.

Ein Fertigungsfehler im Jahr 2003 lag an der Schweißnaht einer Mindestmengenleitung eines Nachkühlsystems vor, also nicht an der Stützkonstruktion. Durch ein gleichzeitig nicht funktionsfähiges Gleitlager, d. h. in diesem Fall ein loses Gleitlager, kam es zu Schwingungen. Bei weiteren drei Ereignissen lagen teilweise nicht genauer spezifizierten Montagefehler von Halterungen oder Rohrleitungshängern vor und durch zyklische Belastungen kam es zu entsprechenden Schäden.

Ermüdung

Insgesamt acht Ereignisse stehen in Zusammenhang mit Ermüdung. Die Hälfte der Schäden trat direkt an der Stützkonstruktion auf, d. h. Risse in Schweißnähten von Gleitlagern der Speisewasserleitung, Risse an Unterstützungen der Umleitsammler oder Risse an Unterstützungen der Turbinenstellventile/Schnellschlussventile. Die andere Hälfte betraf Schäden an Rohrleitungen im Zusammenhang mit defekten oder gelockerten Halterungen von Rohrleitungen, in diesen Fällen gelockerten Rohrleitungsschellen oder blockierten Gleitlagern.

Überbeanspruchung

Zu Überbeanspruchungen kam es in vier Fällen auf Grund von Druckstößen. Dabei wurden in zwei Fällen Halterungen von Rohrleitungen und in den anderen zwei Fällen Stoßbremsen bzw. deren Halterung beschädigt.

Die Überbeanspruchung von Halterungen wurde im Jahr 1992 durch Kondensationsschläge im Speisewassersystem und im Jahr 2004 durch ein Druckstoßereignis in einer Rohrleitung des USUS-Nachkühlsystems im Zusammenhang mit einem Funktionstest der USUS-Nachkühlpumpe verursacht.

Im Jahr 1975 kam es nach einem Turbinenschnellschluss zu einem Ausfall der Hauptwärmesenke und in Folge dessen zu Druckstößen, wodurch Schäden an Stoßbremsen und Aufhängungen der Frischdampfleitung verursacht wurden. In einem weiteren Fall im Jahr 1979 wurde die Befestigungsplatte einer Stoßbremse im Kernflutsystem durch Kondensationsschläge gelöst, welche durch die Leckage einer Armatur verursacht wurden. Eine weitere Stoßbremse wurde im Jahr 1982 dadurch überbeansprucht, dass sie als Trittleiter benutzt wurde und in Folge dessen schwergängig war.

Das sechste Ereignis mit Überbeanspruchung betraf Passplatten der RDB-Tangentialabstützung, deren Schrauben abgeschert waren. Durch thermische Verspannungen wurde diese stärker beansprucht als vorgesehen.

Sonstige Ursachen

Unter den sonstigen Ursachen für Schäden sind Verschleiß und Werkstoffveränderungen zu finden. Im Jahr 1986 wurden funktionsunfähige Stoßbremsen vorgefunden und Verschleiß als Schadensursache angegeben. Genaue Angaben, wie es zu dem Verschleiß kam, wurden hier nicht gemacht. In zwei Fällen trat eine Werkstoffveränderung durch Alterung auf. Hierbei wurde in einer Anlage im Jahr 2000 eine versprödete Kunststoffeinlage zwischen Schelle und einer Rohrleitung des Schnellabschaltsystems entdeckt, da die Rohrschelle auf Grund der versprödeten Einlage gelockert war. In einer anderen Anlage wurden im Jahr 2001 in mehreren Viskosedämpfern teilweise ausgehärtete Dämpfungsmasse vorgefunden, was zu einer verminderten Funktionalität führte.

4.1.2 Betriebserfahrung in ausländischen Anlagen

Insgesamt konnten bei der Suche nach relevanten Einträgen im IRS-System nur 23 Ereignisse mit Relevanz für die Themenstellung identifiziert werden, von denen 14 DWR-Anlagen, acht SWR-Anlagen und eins gasgekühlte Reaktoren (GCR) betrafen (siehe Abb. 4.4). Einträge im IRS-System, welche Ereignisse in mehreren Anlagen beschreiben, wurden nach den einzelnen Anlagen aufgelöst. Vor dem Jahr 1981 konnten keine relevanten Einträge identifiziert werden, wie in Abb. 4.4 zu erkennen ist. Aufgrund der geringen Anzahl an Meldungen über relevante Ereignisse kann vermutet werden, dass nur relativ wenige solcher Schäden auftraten und/oder diese Schäden an Stützkonstruktionen oder damit in Zusammenhang stehenden Schäden als nicht übertragbar und daher nicht von allgemeinem Interesse angesehen wurden. Ein besonderes Interesse kann hier nur bezüglich der Schäden durch Wasserschläge ausgemacht werden, da 13 solcher Ereignisse im IRS-System gefunden wurden.

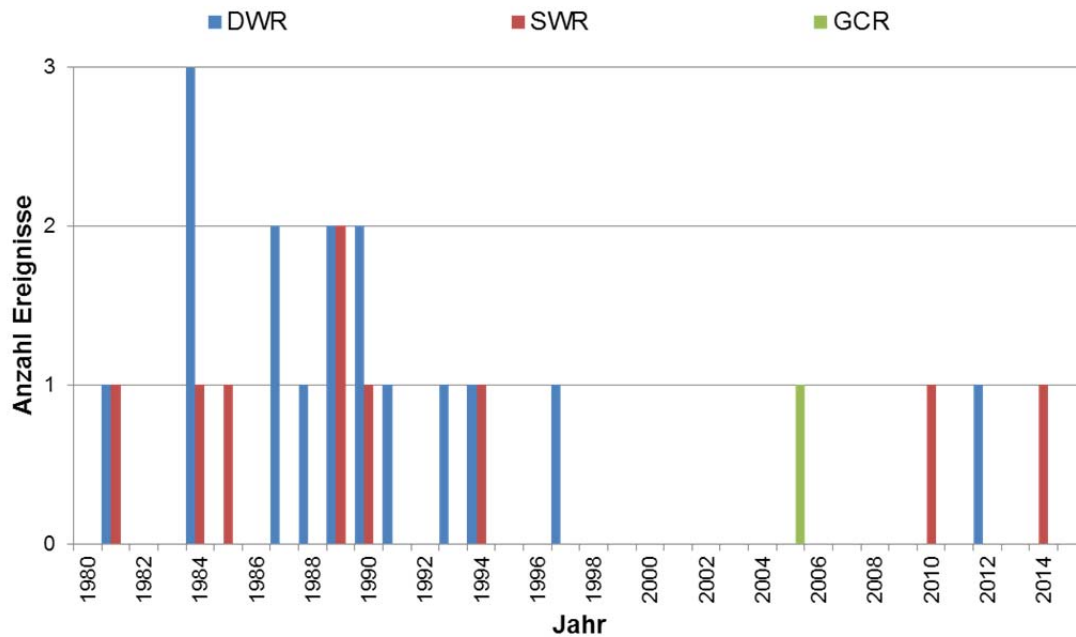


Abb. 4.4 Verteilung der IRS-Meldungen zu Stützkonstruktionen für DWR-, SWR- und GCR-Anlagen in den Jahren 1974 bis 2015

Wie bei der Auswertung der deutschen Betriebserfahrung wurde auch hier eine Aufschlüsselung nach Art der Stützkonstruktion, vorgenommen. Jedoch fielen die Angaben zu den betroffenen Komponenten in den entsprechenden IRS-Meldungen häufig unspezifischer aus. Dementsprechend kann hier, wie in Abb. 4.5 dargestellt, nur nach folgenden Stützkonstruktionen unterschieden werden:

- Dämpfer (11 Einträge)
- Rohrhalterungen (13 Einträge)
- Behälterhalterungen (2 Einträge).

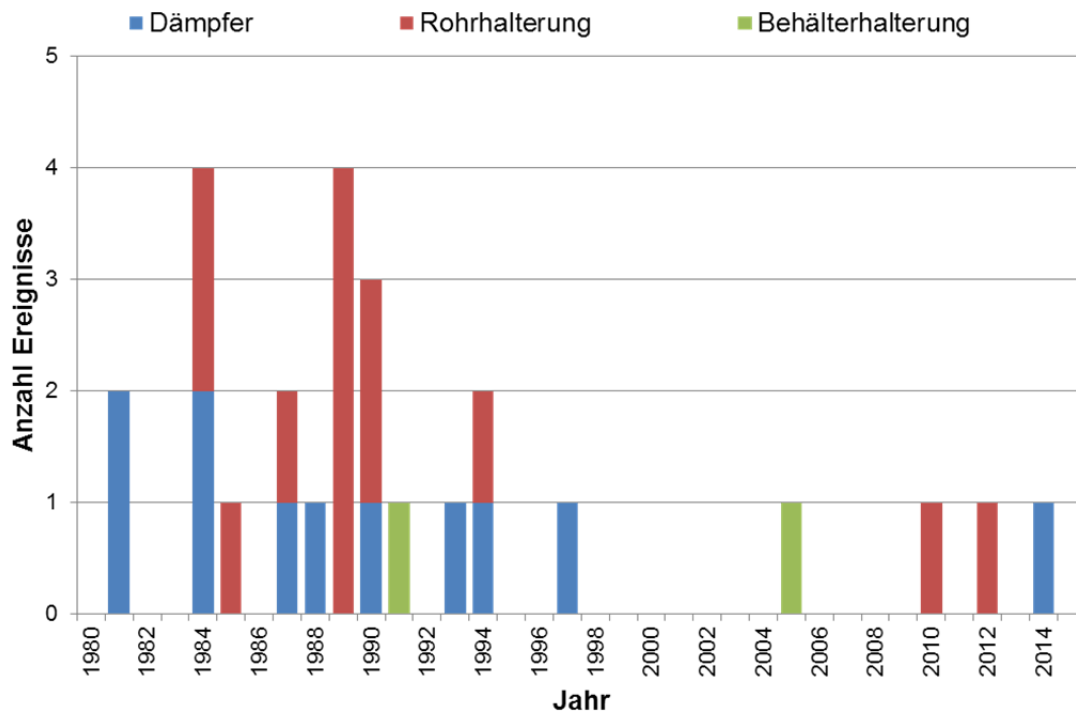


Abb. 4.5 Verteilung der IRS-Meldungen zu Stützkonstruktionen aufgeschlüsselt nach Art der Konstruktion

Die internationale Erfahrung mit Dämpfern ist hierbei vergleichbar mit der Betriebserfahrung zu Stoßbremsen und Dämpfern in deutschen Anlagen. Neben zwei nicht genauer spezifizierten Ereignissen mit defekten hydraulischen Dämpfern im Jahr 1981 in zwei US-amerikanischen Anlagen wurden im Jahr 1990 in mehreren französischen Anlagen defekte hydro-mechanische Dämpfer mit einer unzureichenden Dichtheit vorgefunden, was zu Einschränkungen der Freigängigkeit der Rohrleitungen führte und im Falle eines Erdbebens eine unzureichende Dämpfung bewirkt hätte. Defekte Dämpfer wurden ebenfalls aus zwei US-amerikanischen Anlagen in den Jahren 1993 und 2014 gemeldet. Bei diesen Dämpfern war das Schmiermittel gealtert, was zu Schwergängigkeit und somit zu einer eingeschränkten Funktionalität führte. Die Ereignisse in den US-amerikanischen Anlagen werden in Abb. 4.6 unter sonstigen Ursachen zusammen mit zwei weiteren Ereignissen im Zusammenhang mit Korrosion geführt.

Die defekten Dämpfer in den französischen Anlagen sind ebenso wie zwei weitere Ereignisse auf Fertigungsfehler zurückzuführen. Weitere Fertigungsfehler sind zum einen ein fehlerhaft montierter Dämpfer in einer deutschen Anlage und der Einsatz nicht spezifikationsgerechter Halterungen für einen Boiler (ähnlich dem Dampferzeuger in DWR-Anlagen) in einem britischen gasgekühlten Reaktor (GCR-Anlage).

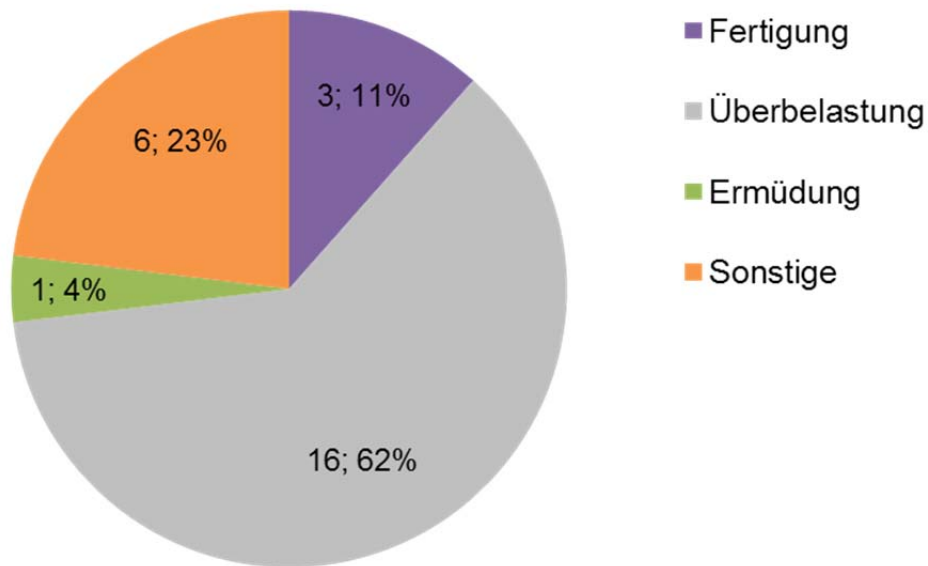


Abb. 4.6 IRS-Meldungen zu Stützkonstruktionen aus den Jahren 1980 - 2015 aufgeschlüsselt nach Schadensursachen

Wie in Abb. 4.6 zu sehen, wurde im überwiegenden Teil der IRS-Meldungen Überbelastung als Schadensursache angegeben. Zu diesen 16 Einträgen auf Grund von Überbelastung zählen die oben schon genannten 13 IRS-Meldungen zu Wasserschlägen. Im Vergleich zur deutschen Betriebserfahrung ist dies ein deutlich größerer Anteil. Davon betroffen waren sowohl Frischdampfleitungen als auch Speisewasserleitungen. Weitere Schäden durch Überbelastung traten in einer US-Anlage auf Grund thermischer Schichtung und die dadurch bedingte starke Durchbiegung einer Leitung auf. In Folge dieser Durchbiegung wurden Dämpfer und Rohrhalterungen geschädigt.

In Bezug zur deutschen Betriebserfahrung ergeben sich aus der Auswertung der internationalen Betriebserfahrung keine wesentlichen neuen Erkenntnisse für deutsche Anlagen.

4.2 Auslegung von Stützkonstruktionen

Stützkonstruktionen werden nach aktuellem Regelwerk in Abhängigkeit von der abzustützenden Komponente „klassifiziert“ und sind entsprechend nach unterschiedlichen Regeln auszulegen. Das heißt für Komponenten des Primärkreises (KTA 3201) nach KTA 3205.1 /KTA 02/, für druck- und aktivitätsführende Komponenten außerhalb des Primärkreises (KTA 3211) nach KTA 3205.2 /KTA 90b/ und für Komponenten sonstiger Systeme nach konventionellem Regelwerk. Gesonderte Regelungen für serienmäßige

Standardhalterungen, die sowohl für die Abstützung von Primärkreiskomponenten als auch von druck- und aktivitätsführenden Komponenten außerhalb des Primärkreises verwendet werden können, sind in KTA 3205.3 festgelegt /KTA 11/. Die Veröffentlichungen der Erstfassungen der jeweiligen Teile der KTA 3205 lag hierbei für KTA 3205.1 im Jahr 1982, für KTA 3205.3 im Jahr 1989 und für KTA 3205.2 im Jahr 1990 und somit entweder zeitgleich oder nach dem Baubeginn der deutschen KKW in den Jahren 1976 bis 1982, die sich 2016 noch im Leistungsbetrieb befinden. Daher konnte die ursprüngliche Auslegung der Stützkonstruktionen nur nach Spezifikationen des Anlagenherstellers (Siemens/KWU) oder nach konventionellem Regelwerk erfolgen. Da derartige Spezifikationen im Rahmen der Errichtung der Anlagen praktisch von den gleichen Beteiligten erstellt, begutachtet und genehmigt wurden, die zeitnah die neuen KTA-Regeln erstellt haben, kann davon ausgegangen werden, dass die wesentlichen in den Spezifikationen enthaltenen Anforderungen auch in die neu entstandenen Regeln eingeflossen sind. Die Anforderungen der Erstfassungen der Regeln dürften daher weitgehend den Stand der maßgeblichen Anforderungen an die Stützkonstruktionen in den 2016 noch im Leistungsbetrieb befindlichen Anlagen darstellen.

Eine Arbeitsgruppe der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC (U.S. Nuclear Regulatory Commission) befasste sich mit Anforderungen an Rohrleitungen in Kernkraftwerken, insbesondere unter nicht betrieblichen dynamischen Lasten und Lastkombinationen. Im Rahmen dieser Untersuchungen wurden auch Informationen zur Auslegung in anderen Staaten, wie z. B. Belgien, Deutschland, Frankreich oder Italien, gesammelt /NRC 84/. Die Angaben für Deutschland wurden von der damaligen Kraftwerk Union AG (KWU), dem TÜV Rheinland und der GRS zur Verfügung gestellt. Demnach wurden als besondere nicht-statische Lasten u. a. Einwirkungen von außen (z. B. Flugzeugabsturz, Gasexplosion), Lasten durch Pumpen, Öffnen/Schließen von Ventilen und Wasser-/Dampfschläge bei der Auslegung von Rohrleitungssystemen und Stützkonstruktionen berücksichtigt. Maßnahmen zum Schutz gegen Wasserschläge bestanden in einem geeigneten Halterungskonzept, dem Einbau von Dämpfern oder Stoßbremsen, definierten Öffnungs- und Schließzeiten von Ventilen und Klappen und der Verbesserung der Dichtheit von Rückschlagklappen. Besonders berücksichtigt wurden hierbei Rückschlagklappen im Not- und Nachkühlsystem. Im Falle einer Berechnung für Wasser-/Dampfschläge wurde als Gesamtlast die Last aus dem Wasser-/Dampfschlag mit dem Gewicht der Leitung kombiniert, wobei nicht genauer spezifiziert ist, ob das Gewicht des Mediums oder einer möglicherweise vorhandenen Isolierung in die Analyse mit einbezogen wurde.

Bezüglich des Halterungskonzeptes von Rohrleitungen können hier zwei unterschiedliche Ansätze verfolgt werden, welche sich auch auf die Anzahl und Art der Stützkonstruktionen auswirken. Rohrleitungssysteme können entweder relativ starr oder eher flexibel ausgelegt werden. Eine starrere Ausführung des Rohrleitungssystems erfordert eine größere Anzahl an Halterungen inklusive Dämpfer, während bei einer flexibleren Ausführung weniger Halterungen und Dämpfer notwendig sind, wodurch die Zugänglichkeit zu den Leitungen verbessert wird.

Im Folgenden sind zwei Beispiele für die Abstützung von Rohrleitungen für unterschiedliche Bereiche des Frischdampfsystems in DWR- und SWR-Anlagen beschrieben.

So erfolgt die Abstützung einer Frischdampfleitung eines DWR einer Vor-Konvoi-Anlage für den Bereich ausgehend vom Dampferzeuger bis zur Frischdampf-Sammelleitung durch Stoßbremsen, Federhänger und Festpunkte, wodurch die Rohrleitungsabschnitte auch gegen betriebliche Druckstöße und Vibrationen abgesichert werden. Die Stoßbremsen an Armaturen, welche große Leitungsquerschnitte abschließen oder öffnen (Frischdampf-Abschlussarmatur und zweites Frischdampf-Sicherheitsventil) als auch an Rohrleitungen großer Nennweite (DN 600 und DN 700), wie zum Beispiel zwischen Frischdampf-Abblase-Regelventil und Schalldämpfer, verdeutlichen, dass mit Druckstößen und Vibrationen von Ventilen gerechnet wird. Druckstöße treten hier u. a. auf, wenn das Frischdampf-Abblase-Regelventil geöffnet oder geschlossen wird.

Die Abstützung einer Frischdampfleitung eines SWR Baulinie 72 für den Bereich ausgehend vom äußeren Frischdampf-Isolationsventil bis zu einem T-Stück an dem die Leitung zur Turbine und zur Umleitstation verzweigt erfolgt mit Hilfe unterschiedlicher Stützkonstruktionen, wie zum Beispiel Federhänger, Konstanthänger, Stoßbremsen, Festpunkte und Begrenzungen in Form von X-, Y- oder Z-Stops, wodurch wiederum die Bewegungsfreiheit aber nicht die Wärmedehnung der Leitung eingeschränkt wird. Für die einzelnen Stützkonstruktionen wurden dabei sowohl Serienbauteile verwendet als auch Schweißkonstruktionen angefertigt. Die Anforderungsstufe der Stützkonstruktionen entspricht derjenigen nach der die Frischdampfleitung in einem SWR nach dem ersten Absperrventil ausgelegt werden muss, d. h. der Anforderungsstufe 2.

Schon 1989 durchgeführte Analysen der GRS zu unterschiedlichen Halterungskonzepten für typische Rohrleitungssysteme und dem Einfluss von Stoßbremsenkonfigurationen

nen auf das Verhalten von Rohrleitungssystemen unter Druckstoßeinwirkungen kamen zu dem Schluss, dass auf der Basis der Erfahrungen bei realen Erdbeben und Versuchen mit erdbebenähnlichen Lasten ein weitgehender Verzicht auf Stoßbremsen begründbar ist.

4.3 Bemessungserdbeben und Reserven

Die Auslegung gegen seismische Einwirkungen erfolgt nach KTA 2201. Regelungen für Stützkonstruktionen finden sich dabei in KTA 2201.4 /KTA 12d/. Die Intensität I des Bemessungserdbebens (BEB) nach MSK-Skala (Medwedew-Sponheuer-Kárník-Skala) liegt dabei je nach Standort im Bereich $I < 6$ bis $I = 8$, wobei für deutsche KKW eine Auslegung gegen Erdbeben einer Intensität von mindestens 6 (MSK) erfolgen musste. Daraus ergeben sich für die jeweiligen Standorte unterschiedliche Werte für die Bodenbeschleunigung PGA (Peak Ground Acceleration), welche in die Berechnung der Lasten aus Erdbeben eingeht. Die jeweilige Intensität des BEB und der PGA-Wert für die Bodenbeschleunigung, wie sie in der Auslegung berücksichtigt wurden, sind für Anlagen im Leistungsbetrieb:

- Brokdorf: BEB Intensität = 6, PGA = 0,5 m/s²,
- Emsland: BEB Intensität = 7, PGA = 1,2 m/s²,
- Grohnde: BEB Intensität = 6,5, PGA = 0,75 m/s²,
- Philippsburg 2: BEB Intensität = 7 – 8, PGA = 2,1 m/s²,
- Neckarwestheim 2: BEB Intensität = 8, PGA = 1,7 m/s²,
- Isar 2: BEB Intensität = 6,25, PGA = 0,75 m/s²,
- Gundremmingen B und C: BEB Intensität = 7, PGA = 1,0 m/s²,

und für Anlagen im Stillstand:

- Biblis A und B: BEB Intensität = 7,75, PGA = 1,5 m/s²,
- Grafenrheinfeld: BEB Intensität = 6, PGA = 0,83 m/s²,
- Neckarwestheim 1: BEB Intensität = 8, PGA = 1,7 m/s²,
- Unterweser: BEB Intensität = 6, PGA = 0,5 m/s².

- Brunsbüttel: BEB Intensität ≤ 6 , PGA = 0,5 m/s²
- Isar 1: BEB Intensität = 6,25, PGA = 0,71 m/s²
- Philippsburg 1: BEB Intensität = 7 – 8, PGA = 1,5 m/s²
- Krümmel: BEB Intensität = 6, PGA = 0,5 m/s².

Die Angaben zur Auslegung der Anlagen gegen Erdbeben und möglicher Reserven wurden u. a. im Rahmen des europäischen Stresstestes erhoben /BMU 11a/, /BMU 11b/, /EUR 12/. In der Stellungnahme der RSK vom 16. Mai 2011 wurde schon festgestellt, dass alle Anlagen einen Robustheitslevel 1 erreichen oder mit entsprechenden Nachweisen erreichen können /RSK 11/. Hierbei bedeutet Robustheitslevel 1, dass bei einem um eine Intensitätsstufe stärkeren Erdbeben die vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt sind.

Nach Einschätzungen der RSK in /RSK 11/ liegen in den Anlagen im Leistungsbetrieb folgende Reserven gegenüber seismischen Einwirkungen vor:

- Brokdorf:
BEB Intensität = 6, auch für das stärkste Erdbeben an diesem Standort wird nicht mit Kernschäden gerechnet, da am Standort nur eine Standortintensität von 5,5 (MSK) mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $7,3 \cdot 10^{-6}$ /a besteht,
- Grohnde:
BEB Intensität = 6,5, auch für das stärkste Erdbeben an diesem Standort wird nicht mit Kernschäden gerechnet,
- Philippsburg 2:
BEB Intensität = 7 - 8, für Intensitäten zwischen 8 und 9 wird ein Verlust von Sicherheitsfunktionen ausgeschlossen, für Intensität zwischen 9 und 10 kann ein Verlust von Sicherheitsfunktionen nicht vollständig ausgeschlossen werden,
- Neckarwestheim 2:
BEB Intensität = 8, für eine Intensität von 9 wird ein Verlust von Sicherheitsfunktionen ausgeschlossen,
- Gundremmingen B und C:
BEB Intensität = 7, für Intensitäten 8 - 9 wird erwartet, dass die Funktionalität und Integrität einiger Systeme, Strukturen und Komponenten (sicherheitstechnisch wichtige Rohrleitungen im Reaktorgebäude) erhalten bleiben, während für andere

Systeme, Strukturen und Komponenten nur die Standsicherheit nachgewiesen wurde.

Mögliche Reserven in Form von Konservativitäten in der Auslegung wurden im Rahmen einer früheren GRS-Untersuchung aus dem Jahr 1991 bei der Bewertung von Rechenmethoden für die seismische Auslegung von Komponenten in KKW und der Analyse von Experimenten zur Erdbebenauslegung sowie der Erfahrung aus realen Erdbeben aufgezeigt. Demnach besitzen maschinentechnische Anlagenteile eine hohe inhärente Tragreserve, welche besonders ausgeprägt war bei gut verankerten Komponenten (z. B. Behältern) und bei flexibel verlegten Rohrleitungen. Des Weiteren wurde festgestellt, dass bei steifen Gebäuden eine ausreichende Vorsorge gegen die Einwirkungen von Erdbeben auch mit relativ wenigen Stoßbremsen erreicht werden kann, wenn Rohrleitungssysteme relativ „weich ausgelegt“, d. h. eher flexibel verlegt wurden. Es wurden auch Empfehlungen hinsichtlich des Abbaus von übermäßigen Konservativitäten beim Erdbebenlastfall abgegeben. Diese zielen u. a. auf die Anwendung fortschrittlicherer seismischer Rohrleitungsauslegungen, welche auch nichtlineare Analysemethoden nutzen, und bei Anwendung linearer Analysemethoden auf die Nutzung modifizierter Dämpfungswerte bei Rohrleitungen, sowie modifizierter Anregungsspektren und gewichteter Spektren. Dadurch werden unrealistisch hohe Rohrleitungsbeanspruchungen in Richtung realistischerer Werte abgemildert und gleichzeitig eine hohe Erdbebensicherheit wie auch ein günstiges (flexibles) Betriebsverhalten von Rohrleitungssystemen erzielt. Sofern diese Empfehlungen umgesetzt wurden, wurden unter Umständen Reserven gegenüber seismischen Einwirkungen reduziert.

4.4 Regulatorische Anforderungen an Stützkonstruktionen

Allgemeine Anforderungen an Stützkonstruktionen werden in den Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /INT 13/ aufgeführt. Danach werden Forderungen an den Lastabtrag, die Berücksichtigung von Einwirkungskollektiven und Prüfungen gestellt. Spezifischere Anforderungen sind in KTA 3205 – Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen – geregelt, welche in drei Teile aufgeteilt ist:

- Teil 1 /KTA 02/: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für Primärkreiskomponenten, d. h. Stützkonstruktionen der folgenden Komponenten: Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Druckhalter, der Hauptkühlmittelpum-

pen und an diese Komponenten anschließende Rohrleitungen inklusive Erstabsperrarmaturen.

- Teil 2 /KTA 15c/: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Systemen außerhalb des Primärkreises.
- Teil 3 /KTA 11/: Serienmäßige Standardhalterungen,
 - starre Standardhalterungen (z. B. Zugstangen, Rohrlager, Träger, Konsolen),
 - bewegliche Standardhalterungen und Gelenkstreben (z. B. Federhänger, Federstützen, Konstanthänger, Konstantstützen, Dämpfer, Stoßbremsen – hydraulisch oder mechanisch).

Für Stützkonstruktionen nach KTA 3205.1 oder 3205.2 werden während der Fertigung Bauprüfungen gefordert. Dazu gehören neben einer Prüfung der Unterlagen auch in unterschiedlichem Umfang zerstörungsfreie Prüfungen von Schweißnähten durch den Hersteller unter Beteiligung des Sachverständigen. Sofern die Funktion der Stützkonstruktion Beweglichkeit voraussetzt, sind wiederkehrende Prüfungen in Form von Sichtprüfungen vorgesehen. Weiterhin werden für Rohrleitungshalterungen, Armaturenhalterungen und Pumpenunterstützungen von Komponenten mit Nennweiten $DN \leq 100$ in den Bereichen bis zum nächsten Festpunkt wiederkehrende Prüfungen hinsichtlich ihrer Funktion gefordert. Gleiches gilt für Stützkonstruktionen von Komponenten mit Nennweiten $DN > 100$ die KTA 3211 oder sonstigen Komponenten zugeordnet werden.

Weitere Prüfungen während der Fertigung von Stützkonstruktionen erfolgen auch im Rahmen der Bauprüfung nach KTA 3201.3 (Fassung 2007-11 /KTA 07/). Danach wird für Stützkonstruktionen von Komponenten des Primärkreises eine Überprüfung der Lage und Funktion von Rohrhalterungen gefordert, während für Stützkonstruktionen von druck- oder aktivitätsführende Komponenten außerhalb des Primärkreises nach KTA 3211.3 (Fassung 2012-11 /KTA 12c/) nur eine Überprüfung der Lage von Rohrhalterungen vorgesehen ist. In den ursprünglichen Erstfassungen wurde eine solche Bauprüfung der Stützkonstruktionen nicht genannt.

Die Fertigung von serienmäßigen Standardhalterungen nach KTA 3205.3 wird stichprobenartig durch den Sachverständigen überwacht. Bevor diese serienmäßig gefertigt werden und in Kernkraftwerken überhaupt zum Einsatz kommen dürfen muss eine Eignungsprüfung vorgenommen werden, welche eine Gültigkeit von drei Jahren hat.

Diese kann um jeweils drei Jahre verlängert werden, sofern keine Änderungen an der Halterung und dem Qualitätskontrollsystem vorgenommen wurden.

Wiederkehrende Prüfungen von Standardhalterungen sind durchzuführen, wenn an diesen Relativbewegungen auftreten. Hierbei werden visuelle Prüfungen vorgenommen. Der Prüfumfang richtet sich hier nach den Empfehlungen des Herstellers und den Ergebnissen der Eignungsprüfungen. Im Falle von Stoßbremsen sind darüber hinaus wiederkehrende Funktionsprüfungen durchzuführen.

Anpassungen der KTA 3205, welche auf Grund neuerer bautechnischer EU-Normen (Eurocode) notwendig sind, wurden bereits in der 2015 revidierten Fassung der KTA 3205.2 berücksichtigt /KTA 15c/. Eine Anpassung der anderen beiden Teile ist noch nicht erfolgt, da der betreffende Eurocode erst nach deren letzter Revision eingeführt wurde. Für die Übergangszeit bis zur vollständigen Anpassung der betreffenden KTA-Regeln an das gültige bautechnische Regelwerk wurden 2005 vom Kerntechnischen Ausschuss Empfehlungen zur Berücksichtigung des Eurocodes bei der Anwendung der KTA-Regeln veröffentlicht, die dazu dienen, dass bei Anwendung der Regeln in diesem Zeitraum die notwendigen Auslegungsanforderungen erfüllt werden /KTA 05/.

4.5 Zusammenfassung zu Stützkonstruktionen

Die wenigen meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken im Zusammenhang mit Stützkonstruktionen lassen auf eine angemessene Auslegung dieser Komponenten schließen, welche auch Lasten durch Druckstöße berücksichtigte. Typische alterungsbedingte Schäden, z. B. durch Ermüdung oder Versprödung, traten in nur sehr geringem Umfang auf. In der Regel schaffte erst das Zusammenwirken von Auslegungs- oder Fertigungsfehlern in Verbindung mit anderen Schädigungsmechanismen die notwendigen Voraussetzungen für einen Schadenseintritt. Die einzelnen Auslegungs- und Fertigungsfehler fallen sehr unterschiedlich aus und zeigen mit Ausnahme der Ereignisse mit Dübeln kaum spezifische Gemeinsamkeiten. Der durchgeführte Vergleich mit der ausländischen Betriebserfahrung brachte keine zusätzlichen Erkenntnisse für deutsche Anlagen.

Die im Zusammenhang mit dem EU-Stresstest durchgeführte Bewertung deutscher Anlagen zu seismischen Einwirkungen weisen für alle Anlagen Reserven bezüglich eines

auslegungsüberschreitenden Erdbebens aus. Dazu trägt auch die konservative Auslegung der Rohrleitungssysteme und Stützkonstruktionen bei.

Aus der Betriebserfahrung ergeben sich keine Hinweise auf Mängel oder Lücken in den regulatorischen Anforderungen an Stützkonstruktionen im Hinblick auf eine ausreichende Schadensvorsorge. Aktualisierungen der einschlägigen KTA-Regeln der Reihe 3205 sind in jüngerer Vergangenheit vor allem auf Grund neuer baurechtlicher EU-Normen notwendig geworden. Diese wurden bei der Neufassung von Teil 2 der Reihe bereits berücksichtigt. In den beiden verbleibenden Teilen der Reihe steht eine Überarbeitung in Kürze an.

5 Aktualisierung und Erweiterung der Wissensbasis Komplnt

In der Wissensbasis „Komplnt“ werden ausgewählte Informationen bereitgestellt, die zur Bewertung der Sicherheit druckführender Komponenten und Reaktordruckbehälter-Einbauten in Kernkraftwerken erforderlich sind. Dies sind insbesondere Informationen zu den Themengebieten Regeln und Richtlinien, Konzept und Werkstoffe, Betriebserfahrung, Fachdossiers und Statusberichte, strukturmechanische Analysemethoden, Fachveranstaltungen, Fachgremien sowie Forschungsaktivitäten. Die Wissensbasis soll im Sinne eines Expertensystems insbesondere den schnellen Zugriff auf Informationen, die für sicherheitstechnische Bewertungen oder generische Auswertungen benötigt werden, ermöglichen. Sie gibt darüber hinaus einen Überblick zu den einzelnen Teilgebieten des Kompetenzfeldes „Komponentenintegrität“ und seinen Zusammenhängen und ist damit auch geeignet, Mitarbeitern mit geringer Berufserfahrung den Einstieg in das Kompetenzfeld „Komponentenintegrität“ zu erleichtern.

Das Ziel der durchgeführten Arbeiten bestand im Wesentlichen in einer Fortschreibung der Wissensbasis Komplnt im Sinne einer Aktualisierung, aber auch in der Integration neuer Themenfelder in die bestehenden Wissensbausteine. Dies betrifft insbesondere das Themenfeld „Brennelemente“. Dabei wurde die bisherige Struktur der Wissensbasis, d. h. ihre Gliederung in einzelne Module, beibehalten, da sie sich bewährt hat. Als wesentliche inhaltliche Aktualisierungen und Erweiterungen in den einzelnen Modulen der Wissensbasis sind zu nennen:

- Aktualisierung von Links, Koordinaten und Dokumentversionen
- Aufnahme wesentlicher Erkenntnisse aus diesem Vorhaben in die Komplnt, insbesondere zu Brennelementen
- Berücksichtigung wesentlicher internationaler Ereignisse, insbesondere die Befunde in den RDB von Doel-3/Tihange-2, und gesicherter Erkenntnisse zum Thema Komponentenintegrität.
- Aufnahme neuer Dokumente und Verweise in die einzelnen Module.

Zur Ermittlung des Aktualisierungsbedarfs wurde eine systematische Bestandsaufnahme durchgeführt. Dadurch konnten Unrichtigkeiten, die sich seit der letzten umfangreichen Aktualisierung 2013 ergeben haben, identifiziert und behoben werden. Diese entstanden im Wesentlichen aufgrund von Umbenennungen oder Umstrukturie-

rungen von Organisationen (z. B. JNES - japanische Aufsichtsbehörde), von Fortschreibungen von Richtlinien und Regelwerken und durch Verschieben von internen und externen Inhalten an andere Orte. Durch diese Aktualisierung wurde die Funktionalität und Qualität der Wissensbasis gesichert.

Inhaltliche Änderungen wurden auch vor dem Hintergrund des Atomausstiegsbeschlusses vorgenommen, wodurch sich die Tätigkeits- und Forschungsschwerpunkte einiger Institutionen verschoben haben (z. B. der MPA Universität Stuttgart). Erkenntnisse zur Stilllegung von Anlagen und der Komponentenintegrität konnten noch nicht berücksichtigt werden.

Im Hinblick auf inhaltliche Erweiterungen wurden die bei der GRS vorhandenen Datenbestände gesichtet sowie Recherchen zu weiteren geeigneten externen Quellen durchgeführt. Dies sind z. B. Internetseiten von Institutionen und Forschungseinrichtungen. Darauf aufbauend wurde eine Vielzahl neuer Dokumente, (insb. aktuelle Regeln und Richtlinien, Arbeitsergebnisse, Veröffentlichungen, Vorträge und Schulungsunterlagen) sowie Verweise (insb. zu Institutionen, Arbeitsgruppen, Projekten) in die einzelnen Module aufgenommen.

Mit der Überarbeitung und Ergänzung der bereitgestellten Inhalte wird sichergestellt, dass die Wissensbasis weitgehend den aktuellen Stand von Forschung und Entwicklung, Regelwerken und der Betriebserfahrung wiedergibt.

Schließlich wurden im Unterauftrag der GRS von einem Dienstleister für Informationstechnologien Arbeiten zur Erhöhung der Sicherheitsstandards und zum Portal- und Datenbankbetrieb vorgenommen. Diese sollen die weitere störungsfreie Nutzung der Wissensbasis auf einem Server der GRS gewährleisten.

6 Zusammenfassung

Übergeordnete Zielsetzung dieses Projektes war, den Kenntnisstand zu Auslegung, Herstellung und Instandhaltung in Bezug auf Ursachen von Schäden an Brennelementen, druckführenden Komponenten und Stützkonstruktionen systematisch aufzuarbeiten und Schlussfolgerungen für deutsche Anlagen hinsichtlich der Zuverlässigkeit der Einrichtungen, der Wirksamkeit von Maßnahmen und der Anforderungen im deutschen kerntechnischen Regelwerk abzuleiten. Dazu wurden jeweils die spezifische deutsche und internationale Betriebserfahrung ausgewertet sowie die Auslegungs- und Herstellungsbedingungen und -verfahren sowie die Prüf- und Überwachungsmaßnahmen während der Fertigung und im Betrieb analysiert. Zum Wissenserhalt wurden die GRS-Wissensbasis Komplnt fortgeschrieben.

Im Rahmen des Vorhabens wurde die deutsche Betriebserfahrung auf der Basis meldepflichtiger Ereignisse ausgewertet. Für druckführende Komponenten konnte dabei auf die für diese Einrichtungen spezifische Datenbank KOMPASS zurückgegriffen werden, die fortlaufend im Rahmen der einschlägigen Projekte zur Auswertung der deutschen Betriebserfahrung gepflegt wird. Für Brennelemente wurden die Ereignisse in einer neuen Datenbank BEMBE (Betriebserfahrung mit Brennelementen) systematisch erfasst, die in die GRS-Wissensbasis zur Komponentenintegrität Komplnt mit einbezogen wurde. Für Stützkonstruktionen wurde wegen der sehr heterogenen Informationen über die Ereignisse bei einer insgesamt relativ geringen Anzahl auf eine eigene Datenbank verzichtet. Die ausländische Betriebserfahrung wurde ergänzend auf Basis einer Auswertung der von der IAEA und der OECD betriebenen Datenbank IRS (International Reporting System) berücksichtigt. Für druckführende Komponenten konnte zusätzlich die Datenbank des internationalen OECD/NEA Programms CODAP mit herangezogen werden.

Für Brennelemente zeigt die Auswertung der Betriebserfahrung, dass sowohl bei Anlagen mit DWR als auch bei SWR praktisch alle Brennelement-Bauteile Gegenstand von meldepflichtigen Ereignissen oder IRS-Meldungen waren, jedoch waren Brennstäbe am häufigsten von Schädigungen betroffen. Bei allen bisher gemeldeten Ereignissen war die tatsächliche sicherheitstechnische Bedeutung der Schädigungen gering: unzulässige Aktivitätsfreisetzungen sowie eine Einschränkung der Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit des Reaktorkerns traten nicht auf. Nur in einigen Fällen, insbesondere bei Verbiegungen von Brennelementen in DWR, bestand bzw. besteht das Potenzial für eine größere sicherheitstechnische Bedeutung. Systematische Schädigungen, darunter

auch Herstellungs- und Auslegungsfehler, traten nur in eng begrenzten Zeiträumen auf und wurden durch Gegenmaßnahmen und die Weiterentwicklung der Brennelemente wieder behoben. In einigen Fällen haben Weiterentwicklungen zur Optimierung der Brennelemente zu unerwünschten betrieblichen Nebeneffekten geführt, wie Verbiegungen der Brennelemente und Brüche von Niederhaltefedern. Auch hier sind wirksame Gegenmaßnahmen getroffen worden.

Im Hinblick auf die Auslegungsbedingungen von Brennelementen lässt sich zusammenfassend schlussfolgern, dass die wesentlichen aus der Betriebserfahrung bekannten Effekte im Rahmen der Brennelement-Auslegung berücksichtigt werden. Die vorhandenen Nachweise zeigen ausreichende Reserven für die mechanischen Auslegungsparameter im Leistungsbetrieb, bei Störfällen und Einwirkungen von außen (Erdbeben) auf. Bei folgenden Aspekten sind jedoch aus Sicht der GRS einige Fragen noch nicht abschließend geklärt:

- Wie wirken sich die betriebsbedingten Brennelement-Verformungen auf die Spannungs- und Stabilitätsanalyse aus und decken die vorhandenen Auslegungsreserven die möglichen ungünstigen Effekte ab?
- Sind die vorhandenen Sicherheitsmargen hoch abgebrannter Brennelemente gegen Einwirkungen bei Handhabungsvorgängen ausreichend?
- Ist die Vorgehensweise, für Spannungs- und Stabilitätsanalysen im Rahmen der Auslegung der Brennelement-Struktur die spezifizierten Werkstoffwerte des unbestrahlten Materials heranzuziehen, abdeckend alle Brennelement-Bauteile und für die gesamte Einsatzzeit?

Für druckführende Komponenten weist die deutsche Betriebserfahrung zu Fehlern bei Herstellung und Auslegung im zeitlichen Verlauf generell einen abnehmenden Trend aus. Dabei stammen die meisten Ereignisse von den DWR-Anlagen der 2. Generation und den SWR-Anlagen der Baulinie 69. In der deutschen wie der internationalen Betriebserfahrung nehmen die Schweißfehler und daraus abgeleitete Fehler den größten Raum ein. Auslegungsfehler in deutschen Anlagen waren meist auf Konstruktionsfehler zurückzuführen, während international eine falsche Werkstoffwahl deutlich mehr Raum einnimmt. Die Zusammenfassung der Anforderung aus dem Regelwerk zu Herstellung und Prüfung zeigt, mit welchen umfangreichen Maßnahmen die gefertigte Qualität sichergestellt und im Betrieb überwacht wird. Der Erfolg dieser Maßnahmen zeigt sich im Rückgang der Ereignisse bei den neueren Anlagen (Vor-Konvoi, Konvoi bzw. Baulinie

72). An den Beispielen RDB und Dampferzeuger wurde exemplarisch die Umsetzung dieser Anforderungen während der Fertigung gezeigt. Die Notwendigkeit von Änderungen am Regelwerk lassen sich aus diesen Ergebnissen nicht ableiten.

Stützkonstruktionen sind nur bei einer geringen Anzahl meldepflichtiger Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken involviert. Dies lässt auf eine angemessene Auslegung dieser Komponenten schließen. Alterungsbedingte Schäden traten in nur sehr geringem Umfang auf. Die einzelnen Auslegungs- und Fertigungsfehler fallen sehr unterschiedlich aus und zeigen mit Ausnahme der Ereignisse mit Dübeln kaum spezifische Gemeinsamkeiten. Die im Zusammenhang mit dem EU-Stresstest durchgeführte Bewertung deutscher Anlagen zu seismischen Einwirkungen weisen für alle Anlagen Reserven bezüglich eines auslegungsüberschreitenden Erdbebens aus. Dazu trägt auch die konservative Auslegung der Rohrleitungssysteme und Stützkonstruktionen bei. Aus der Betriebserfahrung ergeben sich keine Hinweise auf Mängel oder Lücken in den regulatorischen Anforderungen an Stützkonstruktionen im Hinblick auf eine ausreichende Schadensvorsorge.

Die GRS-Wissensbasis Komplnt wurde aktualisiert und auch inhaltlich erweitert durch Integration von Arbeitsergebnissen und insbesondere des neuen Themenfeldes „Brennelemente“. Sie bietet im Sinne eines Expertensystems einen Überblick zu den einzelnen Teilgebieten des Kompetenzfeldes „Komponentenintegrität“ und seinen Zusammenhängen.

Für alle drei hier betrachteten, sehr unterschiedlichen Arten von mechanischen Einrichtungen lassen sich aus übergeordneter Sicht aus den durchgeführten Untersuchungen auch einige gemeinsame Schlussfolgerung ziehen: Durch sorgfältige Auslegung und qualitätssichernde Maßnahmen bei der Herstellung wurde in den allermeisten Fällen eine ausreichende Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen im Betrieb erreicht. Die aufgetretenen Schädigungen lassen weder im Hinblick auf einen störungsfreien Betrieb noch auf eine ausreichende Schadensvorsorge systematische Schwachstellen in der Auslegung oder Lücken in den regulatorischen Anforderungen erkennen. Bei den oben genannten nicht abschließend geklärten Fragen zu Brennelementen handelt es sich aus heutiger Sicht der GRS um reine Nachweisdefizite.

Literatur

- /ALE 09/ Alencari, D. A., Silva jr., S. F., Vieira, A. L. P. S., Soares, A.: Eddy Current NDT: A suitable tool to measure oxide layer thickness in PWR fuel rods, International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2009. Rio de Janeiro, 27. September 2009.
- /ANT 06/ ANT International: IZNA-6 Special Topic Report: Pellet-Cladding Interaction (PCI and PCMI). Oktober 2006.
- /ANT 13/ ANT International: Zr Alloy Corrosion and Hydrogen Pickup. Mölnlycke, Schweden, Dezember 2013.
- /AVS 75/ ohne Autor: Arbeitsvorschrift RE-AVS 13e, Zerstörungsfreie Prüfung von Schmiedeteilen für Komponenten des NDES – unlegierte Baustähle und niedriglegierte Stähle, Revision e. 1975.
- /BEN 97/ Benhamou, C., Poitault, I., Pisseloup, J., Bocquet, P.: Improving Knowledge of the Metallurgical Features of Large Forgings by Optimizing the Experimental Test Program, 13th International Forgemasters Meeting. Korea Pusan, Oktober 1997.
- /BIL 04/ Billaux, M., Moon, H.: Pellet-Cladding Mechanical Interaction in Boiling Water Reactors, Seminar Proceedings: Pellet-clad Interaction in Water Reactor Fuels. Aix-en-Provence, 9. März 2004.
- /BMI 85/ Meldekriterien für Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken (Anlage zum Schreiben des Bundesministers der Innern RS I 5 - 514 009/10), zuletzt geändert 20. Juni 1985.
- /BMU 10/ "Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung vom 14. Oktober 1992 (BGBl. I S. 1766), die zuletzt durch Artikel 1 der Verordnung vom 8. Juni 2010 (BGBl. I S. 755) geändert worden ist" (AtSMV), zuletzt geändert 8. Juni 2010.

- /BMU 11a/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU):
EU Stresstest National Report of Germany, Annex I, Implementation of the
EU Stress Tests in Germany. Dezember 2011.
- /BMU 11b/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU):
EU Stresstest National Report of Germany, Implementation of the EU
Stress Tests in Germany. Dezember 2011.
- /CAT 14/ Cattant, F.: Materials ageing in light water reactors, Handbook of destruc-
tive assays. 1. Aufl., ISBN 978-2-7430-1555-8, Lavoisier: [Cachan], 2014.
- /ELM 12/ Elmas, M., Jendrich, U., Michel, F., Reck, H., Wenke, R.: Weiterentwick-
lung der Anforderungen an die rechtzeitige Erkennung und Beherrschung
des korrosionsgestützten Risswachstums an sicherheitstechnisch bedeut-
samen druckführenden Komponenten. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und
Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3673, 163 S., Juli 2012.
- /ENSI 15/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI): Richtlinie für die
schweizerischen Kernanlagen: Reaktorkern, Brennelemente und Steue-
relemente, ENSI-G20. Ausgabe Februar 2015, Februar 2015.
- /EUR 12/ European Nuclear Safety Regulations Group (ENSREG): Peer review
country report - Germany, Stress tests performed on European nuclear
power plants, Implementation of the EU Stress Tests in Germany. April
2012.
- /GKN 14/ EnBW Kernkraft GmbH: GKN II - Revisionsbericht 2014. Neckarwestheim,
2014.
- /GRS 94/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Stellungnah-
me zu Schäden an Brennelement-Abstandhaltern in Konvoi-Anlagen. Köln,
17. Februar 1994.
- /HSK 98/ HSK: Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen: Stellungnahme
zur erhöhten lokalen Korrosion an SVEA96-Brennelementen im Kernkraft-
werk Leibstadt (KKL), HSK 12/540. Würenlingen, Mai / 1998.

- /HSK 01/ HSK: Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen: Stellungnahme zur erhöhten lokalen Korrosion an SVEA96-Brennelementen im Kernkraftwerk Leibstadt (KKL), HSK 12/744. Villigen, November 2001.
- /HSK 04/ Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK): Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen: Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren, HSK-R-61/d. Fassung Juni 2004, Juni 2004.
- /IAEA 10a/ Internationale Atomenergiebehörde (IAEA): Review of fuel failures in water cooled reactors. IAEA nuclear energy series, no. NF-T-2.1, 175 S., ISBN 978-92-0-102610-1, International Atomic Energy Agency: Vienna, 2010.
- /IAEA 10b/ Internationale Atomenergiebehörde (IAEA): IRS Guidelines, Joint IAEA/NEA International Reporting System for Operating Experience. Service Series, Bd. 19: Wien, 2010.
- /IAEA 15/ Internationale Atomenergiebehörde (IAEA): Quality and reliability aspects in nuclear power reactor fuel engineering. IAEA nuclear energy series, No. NF-G-2.1, 207 S., ISBN 978-92-0-103114-3, International Atomic Energy Agency: Vienna, 2015.
- /INT 13/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Bekanntmachung der Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012, BAnz AT 10.12.2013 B4, Dezember 2013, siehe auch Änderungen vom 3. März 2015. erreichbar unter <http://regelwerk.grs.de/downloads/interpretationen-der-sianf-banz-10-12-2013.pdf>, Stand von 2013.
- /KTA 79/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3201.1 Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen. Fassung 1979-02, Februar 1979.
- /KTA 80/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3101.1: Auslegung des Reaktorkerns von Druck- und Siedewasserreaktoren, Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung. Fassung 1980-02, Februar 1980.

- /KTA 87/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3101.2: Auslegung des Reaktorkerns von Druck- und Siedewasserreaktoren, Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme. Fassung 1987-12, Dezember 1987.
- /KTA 90a/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3201.4 Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung. Fassung 1990-06, Juni 1990.
- /KTA 90b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3205.2 Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen, Teil 2: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Systemen außerhalb des Primärkreises. Fassung 1990-06, Juni 1990.
- /KTA 98/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3201.1 Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen. Fassung 1998-06, 160 S., Juni 1998.
- /KTA 02/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3205.1 Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen, Teil 1: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für Primärkreiskomponenten in Leichtwasserreaktoren. Fassung 2002-06, 89 S., Juni 2002.
- /KTA 05/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Empfehlungen zur Berücksichtigung aktueller bautechnischer Normen bei Anwendung der KTA-Regeln, Sachstandsbericht. KTA-GS-78, November 2005.
- /KTA 07/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3201.3 Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 3. Herstellung. Fassung 2007-11, 164 S., November 2007.
- /KTA 08a/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 1408.1: Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken, Teil 1: Eignungsprüfung. Fassung 2008-11, November 2008.

- /KTA 08b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 1408.2: Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken, Teil 2: Herstellung. Fassung 2008-11, November 2008.
- /KTA 08c/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 1408.3: Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken, Teil 3: Verarbeitung. Fassung 2008-11, November 2008.
- /KTA 10a/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 1501: Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken. Fassung 2010-11, November 2010.
- /KTA 10b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3201.4 Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung. Fassung 2010-11, 38 S., November 2010.
- /KTA 11/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3205.3 Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen, Teil 3: Serienmäßige Standardhalterungen. Fassung 2011-11, 28 S., November 2011.
- /KTA 12a/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3101.1: Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren, Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung. Fassung 2012-11, November 2012.
- /KTA 12b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3101.2: Auslegung des Reaktorkerns von Druck- und Siedewasserreaktoren, Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme. Fassung 2012-11, November 2012.
- /KTA 12c/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3211.3 Druck- und Aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises, Teil 3: Herstellung. Fassung 2012-11, 156 S., November 2012.

- /KTA 12d/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2201.4 Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 4: Anlagenteile. Fassung 2012-11, November 2012.
- /KTA 13a/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 1502: Überwachung der Aktivitätskonzentrationen radioaktiver Stoffe in der Raumlufte von Kernkraftwerken. Fassung 2013-11, November 2013.
- /KTA 13b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 1401: Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung. Fassung 2013-11, November 2013.
- /KTA 13c/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3201.2 Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung. Fassung 2013-11, 160 S., November 2013.
- /KTA 13d/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3211.2 Druck- und Aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises, Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung. Fassung 2013-11, 173 S., November 2013.
- /KTA 13e/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3211.4 Druck- und Aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises, Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung. Fassung 2013-11, 31 S., November 2013.
- /KTA 15a/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren, Teil 3: Mechanische und thermische Auslegung. Fassung 2015-11, November 2015.
- /KTA 15b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3211.1 Druck- und Aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises, Teil 1: Werkstoffe. Fassung 2015-11, 128 S., November 2015.
- /KTA 15c/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3205.2 Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen, Teil 2: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für druck- und aktivitätsführenden

de Komponenten in Systemen außerhalb des Primärkreises. Fassung 2015-11, 34 S., November 2015.

- /KUS 78/ Kußmaul, K., Ewald, J., Maier, G., Schellhammer, W.: Maßnahmen und Prüfkonzepte zur weiteren Verbesserung der Qualität von Reaktordruckbehältern für Leichtwasserkernkraftwerke. VGB Kraftwerkstechnik, Bd. 58, S. 439–448, 1978.
- /KWU 75/ Kernkraftwerk Isar GmbH: Sicherheitsbericht Kernkraftwerk ISAR (KKI) mit Siedewasserreaktor 2575 MWth. Hrsg.: Kraftwerk Union AG, 1975.
- /KWU 78/ Kernkraftwerke Lippe-Ems GmbH: Sicherheitsbericht Kernkraftwerk Emsland mit Druckwasserreaktor, elektrische Leistung 1300 MW. Hrsg.: Kraftwerk Union AG, 1978.
- /LAN 08/ Langenberger, J., Seidel, J.: Fuel Services Germany – AREVA NP, Paper No. PO3, IYNC. 2008.
- /MAI 85/ Maidorn, C., Blind, D.: Solidification and segregation in heavy forging ingots. Nuclear Engineering and Design, Bd. 84, Nr. 2, S. 285–296, DOI 10.1016/0029-5493(85)90199-2, 1985.
- /MAL 11/ Mala, M.: Nondestructive Testing of Nuclear Reactor Components Integrity, WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support: Proceedings of the 9th International Conference. Helena Resort, Bulgaria, 17.24. September 2011.
- /MIC 10/ Michel, F., Elmas, M., Jendrich, U., Reck, H., Sayar, D., Schneider, B., Wenke, R.: Bewertung der Wirksamkeit des Alterungsmanagements von technischen Einrichtungen in deutschen Kernkraftwerken, Abschlussbericht zum Vorhaben 3608R01314. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3574, 245 S., Oktober 2010.
- /MPA 12/ MPA Universität Stuttgart: Unterstützung bei der Beantwortung der Fragestellungen zu den Befunden in der kerntechnischen Anlage Doel-3 und der möglichen Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen, Technischer Bericht, GRS-Auftrag – Vertrag 3612R01321 - 820408 - UA 3138. Dezember 2012.

- /NRC 84/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Report of the U.S. Nuclear Regulatory Commission Piping Review Committee, Evaluation of Other Loads and Load Combinations. NUREG-1061, Dezember 1984.
- /NRC 12/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Irradiation Effect on Fuel Assembly Spacer Grid Crush Strength, NRC Information Notice 2012-09. erreichbar unter <http://www.nrc.gov/docs/ML1134/ML113470490.pdf>, abgerufen am 16. August 2016.
- /REC 09/ Reck, H., Jendrich, U., Michel, F., Rodriguez, J.: SR 2583 Bewertung des Potentials für unentdeckten Schadensfortschritt an druckführenden Komponenten, Abschlussbericht. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3460, 143 S., April 2009.
- /RSK 79/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): „Rahmenspezifikation Basissicherheit“ - Anhänge zu Kapitel 4.2 der 2. Ausgabe der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren vom 24.1.1979, 1) Auflistung der Systeme und Komponenten, auf die die Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten anzuwenden ist 2) "Basissicherheit von druckführenden Komponenten", Bundesanzeiger Nr. 167. 6. September 1979.
- /RSK 96/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (Fassung 11.96), Ursprungsfassung (3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981) mit Änderungen und Berichtigungen. BAnz 1996, Nr. 214, 1996.
- /RSK 11/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan), Stellungnahme. RSK 437, 16. Mai 2011.
- /RSK 13/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Ultraschallanzeigen am Reaktor-druckbehälter des belgischen Kernkraftwerks Doel, Block 3 (Doel-3), Stellungnahme, Anlage zum Ergebnisprotokoll der 454. Sitzung der RSK. 17. Januar 2013.

- /RSK 15/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Verformungen von Brennelementen in deutschen Druckwasserreaktoren (DWR), Stellungnahme, verabschiedet auf der 474. Sitzung der RSK. 18. März 2015.
- /RUD 00/ Rudling, P., Adamson, R. B.: Zirat Special Topical Report on Manufacturing. Hrsg.: Advanced Nuclear Technology Sweden AB, 2000.
- /SAI 06/ Sallet, S., Rupa, N., Benhamou, C.: Impact of Large Forging Macrosegregations on the RPV Surveillance Program. Fontevraud 6, 2006.
- /SIA 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke; mit Änderungen vom 3.3.2015. erreichbar unter <http://regelwerk.grs.de/sites/default/files/cc/dokumente/BAanz%20AT%2030.03.2015%20B2.pdf>, Stand von 2015.
- /SLA 13/ Slabu, D., Zemek, M., Hellwig, C.: Review of qualifications for fuel assembly fabrication. atomwirtschaft, Bd. 58, Nr. 2, S. 94–98, 2013.
- /SUL 14/ Sullivan, E. T., Anderson, M. T.: Managing PWSCC in Butt Welds by Mitigation and Inspection, NUREG/CR-7187. NRC: Washington, 2014.
- /TEN 92/ Tenckhoff, E., Erve, M.: Materials for Nuclear Power Plants in Western Countries. atomwirtschaft, Bd. 37, Nr. 4, S. 185–192, 1992.
- /ZWI 06/ Zwicky Consulting: Kernbrennstoff: Gesamtheitliche Betrachtung der neueren Entwicklung, KSA-AN-2300, ZC-06/001. September 2006.

Abkürzungsverzeichnis

AH	Abstandhalter
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
ANSI	American National Standards Institute
ASTM	American Society for Testing Materials
AtSMV	Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich (heute: Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH)
BE	Brennelement
BEB	Bemessungserdbeben
BS	Brennstab
CODAP	Component Operational Experience, Degradation & Ageing Programme
DFU	druckführende Umschließung
DWR	Druckwasserreaktor
ET	Wirbelstromprüfung
EVA	Einwirkung von außen
EVI	Einwirkung von innen
FD	Frischdampf
FR	Führungsrohr (bei Brennelementen)
GCR	Gas-Cooled Reactor, gasgekühlter Reaktor
HOF	Human/Organisation Factor
HR	Hüllrohr (des Brennstabes)
IAEA	Internationale Atomenergie-Organisation
ISpRK	interkristalline Spannungsrisskorrosion
IRS	International Reporting System (for Operating Experience)
KKW	Kernkraftwerk
KM	Kühlmittel

KTA	Kerntechnischer Ausschuss, Herausgeber des Deutschen Kerntechnischen Regelwerkes
LWR	Leichtwasserreaktor
MSK	Medwedew-Sponheuer-Kárník-Skala (Intensität eines Erdbebens)
MT	Magnetic Testing (Magnetpulverprüfung)
MOX	Mischoxid (Uran-Plutonium-BE)
NEA	Nuclear Energy Agency
NHF	Niederhaltefeder
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
PCI	Pellet Cladding Interaction
PCMI	Pellet Cladding Mechanical Interaction
PGA	Peak Ground Acceleration (Bodenbeschleunigung)
PT	Farbeindringprüfung
RDB	Reaktordruckbehälter
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
SE	Steuerelement
SHB	Sicherheitsbehälter
SiAnf	Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke
SpRK	Spannungsrissskorrosion
SpW	Speisewasser
SWR	Siedewasserreaktor
US	Ultraschall
UT	Ultrasonic Testing (Ultraschallprüfung)
VERA	VERTiefte Auswertung meldepflichtiger Ereignisse (GRS-Datenbank)
VT	Visual Testing (Sichtprüfung)
WK	Wasserkanal (eines Brennelements im SWR)
WLN	Weiterleitungsnachricht

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Betroffene Bauteile und zugehörige Ursachen und Schädigungsmechanismen bei Ereignissen an SWR-BE	7
Tab. 2.2	Ursachen und Schädigungsmechanismen bei BE-Bauteilschäden aufgrund von Designänderungen der BE, Änderungen der Betriebsweise von BE und der Verwendung neuer Werkstoffe.....	8
Tab. 2.3	Betroffene Bauteile und zugehörige Ursachen und Schädigungsmechanismen bei Ereignissen an DWR-BE	18
Tab. 2.4	Ursachen und Schädigungsmechanismen bei BE-Bauteilschäden aufgrund von Designänderungen der BE, Änderungen der Betriebsweise von BE und der Verwendung neuer Werkstoffe.....	18
Tab. 2.5	Modifizierungen zur Begrenzung der Verformung und zur Berücksichtigung von Verformungen bei der Beladeplanung und BE-Handhabung.....	21
Tab. 3.1	Übersicht über die für dieses Projekt relevanten GRS-Weiterleitungsnachrichten mit Kurzbeschreibung der Schadensursache, aufgeschlüsselt nach Herstellungs- und Auslegungsfehler gemäß Definition in Abschnitt 3.1.1.4.....	78
Tab. 3.2	Überblick über Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen am RDB (vereinfacht) nach KTA 3201.4 /KTA 10b/	116
Tab. 3.3	Überblick über Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen am Dampferzeuger (vereinfacht) nach KTA 3201.4 /KTA 10b/.....	117
Tab. A.1:	Werkstoff-Nummer, DIN-Name und Kurzbeschreibung der für druckführende Komponenten verwendeten Werkstoffe	169

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Anzahl der Einträge zu Schäden an den verschiedenen Bauteilen von SWR-BE in der im Rahmen des Vorhabens aufgebauten Datenbank.....	7
Abb. 2.2	Anzahl der Einträge zu Schäden an den verschiedenen Bauteilen von DWR-BE in der im Rahmen des Vorhabens aufgebauten Datenbank.....	17
Abb. 2.3	Anzahl der Einträge zu Ereignissen infolge Fremdkörperfretting in deutschen DWR und SWR in Abhängigkeit des Ereignisjahres.....	23
Abb. 3.1	Übersicht über meldepflichtige Ereignisse aufgrund von Herstellungs- (H) oder Auslegungsfehlern (A) pro Kalenderjahr.....	73
Abb. 3.2	Übersicht über meldepflichtige Ereignisse bezüglich Herstellungs- (H) und Auslegungsfehlern (A) aufgeschlüsselt nach Generationen	75
Abb. 3.3	Verhältnis von Herstellungs- (H) und Auslegungsfehlern (A) bei meldepflichtigen Ereignissen aus deutschen Anlagen (links) und GRS-Weiterleitungsnachrichten (rechts).....	76
Abb. 3.4	Übersicht über relevante meldepflichtige Ereignisse mit Schäden durch Herstellungsfehler aufgeschlüsselt nach Fehlerursache. HOF: Human/Organisation Factors	82
Abb. 3.5	Übersicht über relevante meldepflichtige Ereignisse mit Schäden durch Schweißfehler aufgeschlüsselt nach Kategorien.....	84
Abb. 3.6	Übersicht über meldepflichtige Ereignisse bezüglich Auslegungsfehlern	85
Abb. 3.7	Aufschlüsselung der meldepflichtigen Ereignisse mit Herstellungs- und Auslegungsfehlern nach Systemen.....	86
Abb. 3.8	Aufschlüsselung der meldepflichtigen Ereignisse mit Herstellungs- und Auslegungsfehlern nach Art der betroffenen Komponente	87
Abb. 3.9	Verhältnis von Meldungen über Herstellungs- (H) oder Auslegungsfehler (A) aus meldepflichtigen Ereignissen von deutschen (links) und aus IRS-Meldungen von internationalen (rechts) Anlagen.....	89
Abb. 3.10	Einträge in der CODAP-Datenbank zu Auslegungs- (Konstruktionsfehler) und Herstellungsfehlern (übrige Kategorien); HOF: Human/Organisation Factors.....	92

Abb. 3.11	Relevante Ereignisse in der CODAP-Datenbank aufgeschlüsselt nach Ländern zusammen mit der Anzahl der Anlagen pro Land gemäß CODAP-Datenbank.....	92
Abb. 3.12	Reaktordruckbehälter einer älteren Siemens/KWU-Anlage mit DWR; schematische Übersicht über die Schmiederinge und Kalotten mit Lage der Schweißnähte	105
Abb. 3.13	Schemazeichnung eines (Konvoi-) Dampferzeugers ohne Vorwärmkammer mit eingezeichneten Schweißnähten	112
Abb. 4.1	Verteilung meldepflichtiger Ereignisse zu Stützkonstruktionen in DWR- und SWR-Anlagen und zu Dübeln in den Jahren 1974 - 2015.....	125
Abb. 4.2	Verteilung meldepflichtiger Ereignisse in den Jahren 1974 – 2015 zu Stützkonstruktionen in deutschen KKW aufgeschlüsselt nach Art der Konstruktion	127
Abb. 4.3	Ursachen für Schäden an oder in Verbindung mit Stützkonstruktionen in deutschen KKW	131
Abb. 4.4	Verteilung der IRS-Meldungen zu Stützkonstruktionen für DWR-, SWR- und GCR-Anlagen in den Jahren 1974 bis 2015	135
Abb. 4.5	Verteilung der IRS-Meldungen zu Stützkonstruktionen aufgeschlüsselt nach Art der Konstruktion	136
Abb. 4.6	IRS-Meldungen zu Stützkonstruktionen aus den Jahren 1980 - 2015 aufgeschlüsselt nach Schadensursachen	137

Anhang A: Werkstoffe für druckführende Komponenten

Die folgende Tab. A.1 gibt eine Übersicht über die in diesem Bericht verwendeten Werkstoff-Nummern, Zusammensetzungen und eine Kurzbeschreibung.

Tab. A.1: Werkstoff-Nummer, DIN-Name und Kurzbeschreibung der für druckführenden Komponenten verwendeten Werkstoffe

Werkstoff-Nr.	DIN-Name	Kurzbeschreibung
1.0038	S185	Ferritischer Stahl (R)St37-2
1.0308		Ferritischer Stahl St35
1.0425	P265GH	Ferritischer Stahl H II
1.4301	X5 CrNi 18 10	Unstabilisierter Austenit (AISI 304)
1.4401	X5 CrNiMo 17 12 2	Unstabilisierter Austenit (AISI 316)
1.4541	X6 CrNiTi 18 10	Ti-stabilisierter Austenit (AISI 321)
1.4550	X6 CrNiNb 18 10	Nb-stabilisierter Austenit (AISI 347)
1.4558	X2 NiCrAlTi 32 20	Hochlegierter Austenit (ähnlich Alloy 800)
1.4571	X6 CrNiMoTi 17 12 2	Ti-stabilisierter Austenit mit Mo (AISI 316 Ti)
1.5415	15 Mo 3	Ferrit
1.6310	20 MnMoNi 5 5	Feinkornbaustahl
1.6578	20 NiCrMo 14 5	Stahl für Schrauben & Muttern
1.6582	34 CrNiMo 6	Stahl für Schrauben & Muttern
1.6751	22 NiMoCr 3 7	Feinkornbaustahl
1.6958	26 NiCrMo 14 6	Stahl für Schrauben & Muttern
2.4807	NiCr 15 Fe	Nickellegierung Alloy 600

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de