

**Vertiefte Untersuchungen
von Betriebserfahrungen
aus Kernreaktoren**

**Jahresbericht 2015/2016
(Juni 2015 – Mai 2016)**

Vertiefte Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren

**Jahresbericht 2015/2016
(Juni 2015 – Mai 2016)**

Zusammengestellt von
Oliver Mildenberger

Mai 2017

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende F&E-Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) unter dem Kennzeichen 3615R01341 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

Betriebserfahrung, Kernkraftwerke, meldepflichtige Ereignisse, Übertragbarkeit

Kurzfassung

Die kontinuierliche Auswertung von Ereignissen in den Kernkraftwerken des In- und Auslands im Auftrag des BMUB gehört zu den zentralen Aufgaben der GRS. Die GRS wertet die meldepflichtigen Ereignisse aus deutschen Anlagen sowie sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse aus ausländischen Kernkraftwerken aus. Ziel ist die Gewinnung von wissenschaftlichen Erkenntnissen und Informationen zur Erweiterung der Wissensbasis der GRS. Das Lernen aus der Betriebserfahrung ist ein wichtiger Bestandteil zum Erhalt und zur Verbesserung des Sicherheitsniveaus von Kernkraftwerken. Die Erkenntnisse, die aus diesen vertieften Auswertungen gewonnen werden, bilden die wissenschaftliche Grundlage für Stellungnahmen, Weiterleitungsnachrichten oder generische Berichte im Auftrag des BMUB.

Der Bericht führt wesentliche Ergebnisse ereignis- bzw. anlagenübergreifender vertiefter Untersuchungen aus dem Berichtszeitraum zu sicherheitsrelevanten Aspekten auf, die im Rahmen des ingenieurtechnischen Screenings von Quellen der Betriebserfahrung erkannt wurden.

Darüber hinaus werden die Ergebnisse zusätzlicher weiterführender Arbeiten im Zusammenhang mit der Auswertung von Betriebserfahrung zusammengefasst, die der Ermittlung und Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik dienen:

- Vorstudie zur Auswertung von Licensee Event Reports (LERs) der U.S. NRC,
- Aktualisierung der Wissensbasis zu Transienten,
- Erweiterung der GVA-Checkliste um GVA-Phänomene an Armaturen und großen maschinentechnischen Komponenten (Pumpen, Notstromdiesel, Lüfter, Wärmetauscher und Kältemaschinen),
- generische Analyse von Ereignissen mit Fehlern bei wiederkehrenden Prüfungen,
- Erfahrungen über Fehler beim Bau und Betrieb von kerntechnischen Betonbauwerken,
- Bewertung von Precursor-Analyseergebnissen.

Abstract

A central task of GRS is the continuous evaluation of events in nuclear power plants in Germany and abroad on behalf of BMUB. GRS evaluates all reportable events from German plants as well as safety-relevant events in foreign nuclear power plants. It aims for the extraction of scientific insights and information to extend the knowledge base of GRS. Learning from operating experience is an important element for preserving and improving the safety level of nuclear power plants. Insights obtained from these in-depth evaluations form the scientific basis for expert statements, information notices or generic reports on behalf of BMUB.

This report presents major results of generic in-depth investigations on safety-relevant aspects detected during the screening of operating experience from all available sources in the reporting period.

Moreover, the results of additional further works to determine and advance the state of the art in science and technology related to the evaluation of operating experience are summarized:

- pilot study on evaluation of U.S. NRC Licensee Event Reports (LER),
- update of knowledge base on transients,
- extension of CCF checklist with CCF phenomena in valves and big machine components (pumps, emergency diesels, ventilations, heat exchangers and chillers),
- generic analysis of events with errors during periodic inspections,
- experiences with errors during construction and operation of nuclear concrete buildings,
- assessment of results from precursor analyses.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	III
1	Einleitung	1
2	Vorgehensweise zur Auswertung von Betriebserfahrung.....	3
2.1	Hintergrund.....	3
2.2	Ziele.....	4
2.3	Informationsfluss und Quellen.....	5
2.4	Vorgehen.....	6
3	Ergebnisse der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung.....	9
3.1	Anlagen- und Systemtechnik	9
3.1.1	Auffälligkeit am Schienentisch in der Materialschleuse einer DWR- Anlage	9
3.1.2	Neue Erkenntnisse zur Wirksamkeit von Systemen zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters	11
3.2	E- und Leittechnik.....	12
3.2.1	Nichtschließen des Druckhalter-Abblaseabsperrventils aufgrund der Fehlstellung eines Lastumschalters in einer DWR-Anlage	12
3.2.2	Fehlansprechen von Reaktorschutzabschlussgliedern durch wiederkehrende Prüfungen in zwei DWR-Anlagen.....	13
3.2.3	Mangelhafte Störfallfestigkeit verschiedener elektrotechnischer Komponenten in mehreren deutschen Kernkraftwerken.....	14
3.2.4	Erhöhte Ausfallrate von Widerstandsthermometern aufgrund eines Herstellungsmangels in einer SWR-Anlage	16
3.2.5	Ausfall eines 6,3-/0,4-kV-Notstromtransformators über Buchholz- Auslösung in einer SWR-Anlage.....	17
3.2.6	Wiederholtes Versagen von Unterspannungsauslösern in einer DWR- Anlage	19

3.3	Komponentenintegrität.....	20
3.3.1	Schaden an einer Entwässerungsleitung im Frischdampfsystem einer DWR-Anlage.....	20
3.3.2	Anzeigen an Stiftschrauben des Rückschlagventilblocks der Frischdampfabschlussarmaturen im Zuge von zerstörungsfreien Prüfungen in einer DWR-Anlage.....	22
3.3.3	Befund am Wärmeschutzrohr in einem Stutzen des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems in einer DWR-Anlage	23
3.3.4	Lösen eines Brennstabbündels vom Brennelementkopf in einer SWR-Anlage	25
4	Ergebnisse zusätzlicher weiterführender Arbeiten	27
4.1	Vorstudie zur Auswertung von Licensee Event Reports (LERs) der U.S. NRC.....	27
4.2	Aktualisierung der Wissensbasis zu Transienten	28
4.3	Erweiterung der GVA-Checkliste um GVA-Phänomene an Armaturen und großen maschinentechnischen Komponenten (Pumpen, Notstromdiesel, Lüfter, Wärmetauscher und Kältemaschinen).....	31
4.4	Generische Analyse von Ereignissen mit Fehlern bei wiederkehrenden Prüfungen.....	33
4.5	Erfahrungen über Fehler beim Bau und Betrieb von kerntechnischen Betonbauwerken.....	35
4.6	Bewertung von Precursor-Analyseergebnissen	36
5	Zusammenfassung	39
	Literaturverzeichnis.....	41
	Abbildungsverzeichnis.....	43

1 Einleitung

Der Erfahrungsrückfluss aus dem Betrieb von Kernkraftwerken ist unverzichtbar für die Aufrechterhaltung eines hohen kerntechnischen Sicherheitsniveaus in der Bundesrepublik Deutschland. Die vertiefte interdisziplinäre Untersuchung der aufgetretenen Ereignisse in den Kernreaktoren des In- und Auslands, unter Einbeziehung der sonstigen sicherheitsrelevanten Erkenntnisse aus dem Anlagenbetrieb, bildet eine der wichtigsten technischen Grundlagen für diesen Erfahrungsrückfluss. Die innerhalb des Arbeitspaketes „Vertiefte Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren“ des Vorhabens 3615R01341 durchgeführten Arbeiten dienen der Beantwortung von grundlegenden wissenschaftlichen Fragestellungen, der zugehörigen wissenschaftlichen Datenaufbereitung und insbesondere als Grundlage für ereignis- und anlagenübergreifende, generische Untersuchungen. Die Auswertung von Betriebserfahrung wird seit über 40 Jahren von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH im Auftrage des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) und der vormals zuständigen Ministerien durchgeführt. Die Nutzung der vielfältigen Auswertungsergebnisse ist ein wesentlicher Bestandteil der Wissensbasis der GRS zur Weiterentwicklung von Methoden zur Verbesserung des Sicherheitsniveaus der in Betrieb bzw. im Nachbetrieb befindlichen Kernkraftwerke. Die umfangreiche Auswertung von Betriebserfahrung kann darüber hinaus auch der Bundesaufsicht nach Artikel 85 GG über den Vollzug des Atomgesetzes (AtG) durch die Bundesländer den Betrieb von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren betreffend als Grundlage bei der Wahrnehmung ihrer Aufgaben dienen.

Die Arbeiten der GRS konzentrieren sich im Wesentlichen auf

- die Auswertung von Betriebserfahrung mit ingenieurtechnischen und wissenschaftlichen Methoden und
- die fachlich interdisziplinäre Beurteilung der anlagenübergreifenden Bedeutung von gemeldeten nationalen und internationalen Ereignissen.

In diesem Bericht werden nach einer allgemeinen Darstellung der Vorgehensweise zur Auswertung von Betriebserfahrung (Kapitel 2) für den Zeitraum Juni 2015 bis Mai 2016 (erstes Jahr der insgesamt knapp dreijährigen Vorhabenslaufzeit) wichtige Ergebnisse der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung (Kapitel 3) sowie zusätzlicher weiterführender Arbeiten vorgestellt (Kapitel 4).

2 Vorgehensweise zur Auswertung von Betriebserfahrung

2.1 Hintergrund

Die Auswertung von Betriebserfahrung von Kernkraftwerken ist ein international gefordertes und etabliertes Vorgehen, um durch die Verfolgung und Bewertung von Ereignissen einen wesentlichen Beitrag zur Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit von laufenden und abgeschalteten Anlagen zu leisten. Einen umfassenden Überblick des Standes von Wissenschaft und Technik zur Erhebung des Erfahrungsrückflusses durch die Auswertung von Ereignissen bietet der Safety Guide der IAEA „A System for the Feedback of Experience from Events in Nuclear Installations“ /IAEA 06/, der in wesentlichen Punkten nachfolgend dargestellt wird.

Die systematische Untersuchung und Bewertung von Ereignissen, die in kerntechnischen Anlagen auftreten, die Überprüfung auf eine mögliche anlagenübergreifende Relevanz sowie die Verbreitung und der Austausch der erarbeiteten Ergebnisse tragen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit bei. Für ein effektives nationales System zur Auswertung und Nutzung von Betriebserfahrung sollen nach /IAEA 06/ folgende Schwerpunkte abgedeckt werden:

- Auswahl der gemeldeten Ereignisse mit sicherheitstechnischer Bedeutung und deren Untersuchung und Bewertung hinsichtlich anlagenübergreifender Relevanz,
- Detailanalysen zu sicherheitsrelevanten Ereignissen und die Erarbeitung von Verbesserungsmaßnahmen aufgrund der erarbeiteten Untersuchungsergebnisse,
- systematische Verfolgung sicherheitsrelevanter Ereignismerkmale,
- Verbreitung und Austausch von Ergebnissen, auch unter Nutzung internationaler Systeme,
- kontinuierliche Aktualisierung der Programme zur Verfolgung und Verbesserung der Auswertung von Betriebserfahrung zur Erhöhung der kerntechnischen Sicherheit sowie
- Bereitstellung eines Systems zur Archivierung, Abrufung und Dokumentation der zur Auswertung von Betriebserfahrung zugehörigen Daten.

Diese in /IAEA 06/ geforderten Schwerpunkte werden im Rahmen des diesem Bericht zugrunde liegenden Vorhabens wie folgt umgesetzt:

Der Auswahlprozess der Ereignisse (Screening) soll dazu dienen, sicherheitsrelevante Ereignisse, die anlagenübergreifende Relevanz haben, für weitere Untersuchungen auszuwählen. Das Screening basiert dabei im Wesentlichen auf einer ingenieurmäßigen Bewertung der Ereignisse und wird von interdisziplinären Arbeitsgruppen durchgeführt.

Die systematische Verfolgung sicherheitsrelevanter Ereignismerkmale, die dokumentiert und in Datenbanken abgelegt werden, stellt die Auswertung von Ereignissen der Vergangenheit dar und hat zum Ziel, frühzeitig die Erkennung von negativen Abweichungen von ausgewählten Sicherheitsaspekten aufzuzeigen, sodass rechtzeitig Untersuchungen und Abhilfemaßnahmen ergriffen werden können, um signifikante Ereignisse präventiv zu verhindern.

Die Effektivität der nationalen Programme zur Auswertung und zukünftigen Nutzung der Betriebserfahrung wird erhöht durch die Kopplung an internationale Systeme. Dadurch wird im Wesentlichen der Erfahrungsschatz erweitert, was durch die zusätzliche Berücksichtigung von einer Vielzahl von Ereignissen, zusätzlicher Erfahrung und bereits getroffener Abhilfemaßnahmen erreicht wird. Des Weiteren bietet die Nutzung internationaler Kontakte einen weit gefächerten Erfahrungsaustausch, Doppelarbeit wird vermieden und die Ressourcenausnutzung auf dem Gebiet der Auswertung von Betriebserfahrung verbessert.

2.2 Ziele

Übergeordnetes Ziel der vertieften Auswertung von Ereignissen, unter Nutzung der sonstigen sicherheitsrelevanten Betriebserfahrungen aus in- und ausländischen Kernkraftwerken, ist die Gewinnung von wissenschaftlichen Erkenntnissen und Daten zur Erweiterung der Wissensbasis der GRS.

Konkret trägt die Auswertung von Betriebserfahrungen dazu bei,

- den im Rahmen der Genehmigungen nachgewiesenen Sicherheitsstand der Kernkraftwerke anhand der Kenntnisse aus dem aktuellen Anlagenbetrieb zu verfolgen,
- sicherheitstechnische und organisatorische Schwachstellen in den Anlagen zu erkennen,

- sicherheitstechnische und organisatorische Verbesserungsmöglichkeiten zu identifizieren sowie
- eine wissenschaftliche Basis für die Weiterentwicklung von Sicherheitsstandards zu schaffen.

Die Arbeitsergebnisse können auch als Grundlage für das BMUB dienen, um bei der Wahrnehmung seiner bundesaufsichtlichen Aufgaben u. a. nach neuestem Stand von Wissenschaft und Technik

- im Stör- und Gefahrenfall angemessen reagieren zu können,
- das Sicherheitsniveau der Kernkraftwerke bewerten zu können.

2.3 Informationsfluss und Quellen

Die Meldung von sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignissen ist in Deutschland in der „Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen“ (Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten und Meldeverordnung – AtSMV) geregelt.

Die Bereitstellung und Verbreitung internationaler Betriebserfahrung erfolgt über internationale Informationssysteme wie INES, IRS oder ECURIE.

Die GRS wertet verschiedene Quellen zur Betriebserfahrung aus Kernkraftwerken des In- und Auslandes aus. Im Einzelnen sind dies:

- meldepflichtige Ereignisse,
- Betriebsberichte (RSK-, Monats- und Jahresberichte),
- IRS-Meldungen,
- INES-Meldungen,
- Informationen von Tagungen und aus sonstigem Erfahrungsaustausch mit anderen Institutionen (national, international),
- sonstige Informationen (Pressemitteilungen, Internet, etc.).

Der Informationsfluss bei der Auswertung nationaler und internationaler Betriebserfahrung wird in Abb. 1 schematisch dargestellt.



Abb. 2.1 Informationsfluss bei der Auswertung nationaler und internationaler Betriebserfahrung

2.4 Vorgehen

Basis der Arbeiten ist die Auswertung nationaler und internationaler meldepflichtiger Ereignisse sowie sonstiger Betriebserfahrung, die im Rahmen eines ingenieurtechnischen Screenings erfolgt. Für jedes Ereignis erfolgt durch einen Bearbeiter des zuständigen Fachgebiets zunächst eine Recherche, die Datenbanken und weitere inhaltlich betroffene Fachgebiete innerhalb der GRS einbezieht, aber auch zugängliche oder auf Anfrage erhaltene Informationen von Behörden, Gutachtern, Betreibern oder Herstellern umfasst. Auf dieser Grundlage erfolgen regelmäßige Durchsprachen der Ereignisse in einer interdisziplinären Arbeitsgruppe, die neben Anlagentechnik, Elektro- und Leitetchnik und Komponentenintegrität auch Fachgebiete wie Human Factors und Managementsysteme abdeckt. Eine zentrale Frage ist bei diesen Untersuchungen die Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke.

Jedes untersuchte Vorkommnis (meldepflichtiges Ereignis oder sonstige Betriebserfahrung) wird GRS-intern mit sicherheitsrelevanten Merkmalen dokumentiert und in Datenbanken abgelegt. Die dabei vorgenommene Kodierung dient zur Charakterisierung der sicherheitstechnischen Bedeutung eines Ereignisses in Kombination mit der beteiligten Anlagentechnik und der jeweiligen beim Ereignis vorliegenden betrieblichen Situation sowie menschlichen Einflussgrößen. Die statistische Auswertung sicherheitsrelevanter Merkmale mit Hilfe der Datenbanken wird zur Ermittlung von sicherheitsrelevanten Auffälligkeiten herangezogen. Dies stellt eine der Grundlagen für die Betrachtungen im Rahmen des Screening-Prozesses dar. Solche Analysen können somit als Initiator und Ausgangspunkt für ereignis- und anlagenübergreifende generische Untersuchungen dienen.

Bei einer aus der Auswertung der Betriebserfahrung im Rahmen des Screening-Prozesses abgeleiteten generischen Problemstellung (tatsächliche oder potentielle sicherheitstechnische Bedeutung für andere Anlagen) erfolgen detaillierte und umfassende Analysen der ereignis- und anlagenübergreifenden Aspekte. Sie können beispielsweise detaillierte Literaturrecherchen, Untersuchungen mit den anlagenspezifischen Analysesimulatoren der GRS oder Fachgespräche mit Behörden, Gutachtern, Betreibern oder Herstellern umfassen. Solche weiterführenden Arbeiten, z. B. die Erstellung einer Weiterleitungsnachricht im Auftrag des BMUB, erfolgen in anderen Vorhaben.

Tatsächlich oder potentiell sicherheitstechnisch bedeutsam sind Ereignisse, die Mängel hinsichtlich der mehrfachen Ausbildung der Barrieren oder in den Vorkehrungen zum Schutz der Barrieren auf den einzelnen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes aufzeigen. Darauf können insbesondere folgende Punkte hindeuten:

- Nichterfüllung von Auslegungsmerkmalen für einzelne Sicherheitsebenen,
- nicht auslegungs- bzw. erfahrungsgemäßes System- oder Komponentenverhalten,
- bedeutsame Erhöhung der Wahrscheinlichkeit störfallauslösender Ereignisse oder der Wahrscheinlichkeit für Schadenszustände des Sicherheitssystems,
- Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache oder systematische Fehler, die auf einer einzelnen, aber auch auf mehreren Ebenen gleichzeitig wirksam werden können,
- Mängel im administrativen Bereich, die alle Ebenen betreffen können, z. B. in Betriebsvorschriften, im Instandhaltungswesen, im Prüfkonzept und im Schulungswesen.

Für die Berücksichtigung eines auf breiter Grundlage zu ermittelnden Standes von Wissenschaft und Technik im Vorhaben bezieht die GRS auch externen Sachverstand mit ein. Deshalb werden das Öko-Institut e.V. und das Physikerbüro Bremen als Unterauftragnehmer im Rahmen des ingenieurtechnischen Screenings hinzugezogen.

Die Ergebnisse des Screening-Prozesses werden GRS-intern dokumentiert und stellen eine zusätzliche Informationsquelle für die Auswertung zukünftiger Ereignisse dar. In einem jährlichen Bericht wie dem vorliegenden werden die wesentlichen Ergebnisse zusammengefasst.

Ein schematischer Überblick bezüglich der Vorgehensweise zur Auswertung von Betriebserfahrung findet sich in Abb. 2.

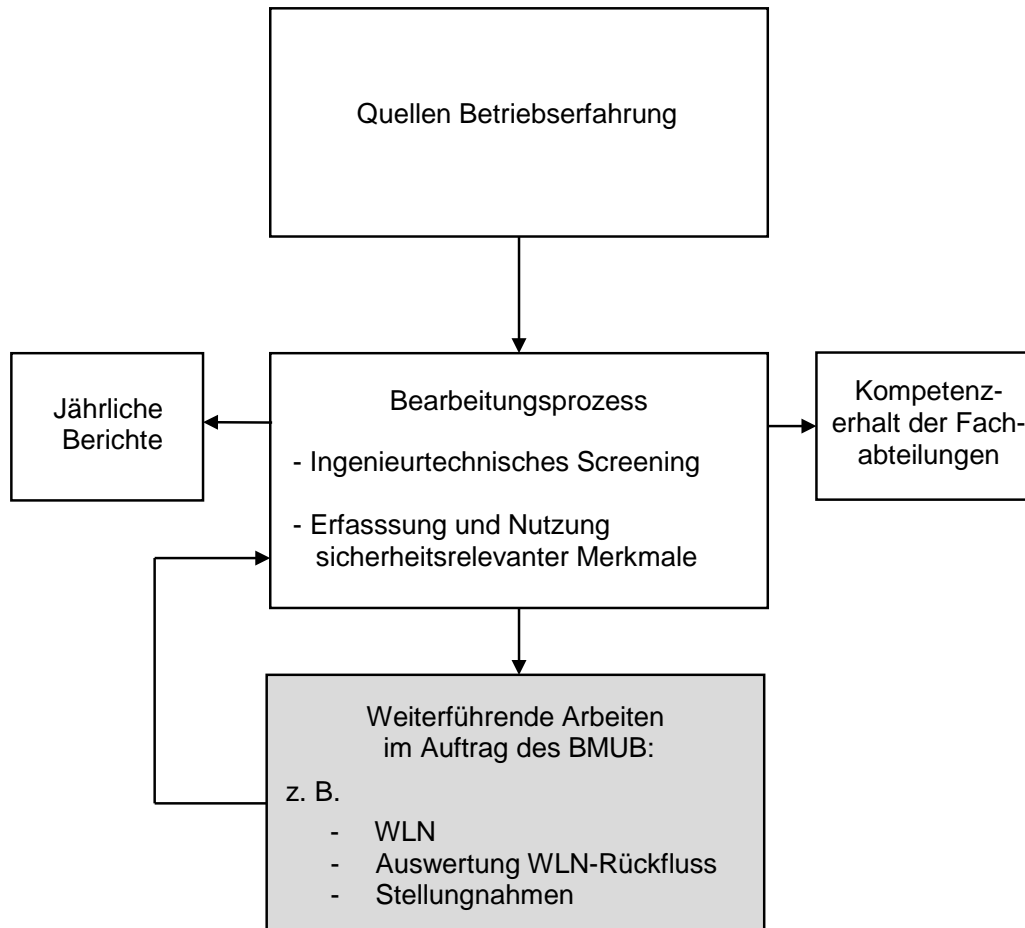


Abb. 2.2 Überblick zur Auswertung von Betriebserfahrung (die grau hinterlegten Arbeiten sind nicht Gegenstand des Vorhabens 3615R01341)

3 Ergebnisse der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung

Zu sicherheitsrelevanten Aspekten, die im Rahmen des ingenieurtechnischen Screenings von Quellen der Betriebserfahrung erkannt wurden, wurden ereignis- bzw. anlagenübergreifende vertiefte Untersuchungen durchgeführt. Im Folgenden werden wesentliche Ergebnisse aus dem Berichtszeitraum dargestellt. Diese wurden entsprechend ihrem jeweiligen thematischen Schwerpunkt gruppiert. In vielen Fällen sind aber auch Aspekte weiterer Fachgebiete betroffen, zudem sind in verschiedenen Fällen menschliche oder organisatorische Einflussfaktoren mitwirkend.

3.1 Anlagen- und Systemtechnik

3.1.1 Auffälligkeit am Schienentisch in der Materialschleuse einer DWR-Anlage

Ein beladener Transport- und Lagerbehälter (TLB) sollte durch die Materialschleuse ausgeschleust und in das Standortzwischenlager transportiert werden. Zu dem Zeitpunkt, als der TLB mit dem vorderen Transportwagen bereits die Materialschleuse verlassen hatte und der hintere Wagen die Klappbrücke zum Hubgerüst überfahren sollte, setzte der elektrische Antrieb aufgrund des Ansprechens des Überlastschutzes aus. Als unmittelbare Ursache wurde die Radbruchsicherung des Transportwagens identifiziert, die auf den Schienen der Klappbrücke auflag und durch diesen Kraftschluss den weiteren Transport verhinderte. Ursache hierfür war ein Versatz, der sich am Schienenstoß zwischen Schleusentisch und Klappbrücke gebildet hatte. Durch das Personal vor Ort wurde ein leichtes Kippen des Schleusentisches um die Stützen auf Seiten des Hubgerüsts festgestellt. Durch die Kippbewegung und die betriebliche Abnutzung in den Klappbrückenlagern bildete sich hierdurch der nicht überfahrbare Versatz am Schienenstoß, der das Aufsetzen der Radbruchsicherung verursachte. Durch den Betreiber wurden Bergungs- und Reparaturmaßnahmen eingeleitet. Hierbei wurde der abgesenkte Teil des Schleusentisches mittels Hydraulikwerkzeugen abgestützt, um dem Kippen des Tisches und somit dem Aufsetzen der Radbruchstützen entgegenzuwirken. Durch diese Maßnahmen konnte der TLB aus der Materialschleuse ausgeschleust und das äußere Schleusentor wieder geschlossen werden.

Der Schleusentisch konnte kippen, da sich an den Stützen auf Seite des Reaktorgebäudes je ein Wellensicherungsring gelöst hatte. Diese Stützen konnten somit zwar Druckkräfte, jedoch keine Zugkräfte aufnehmen. Als diese Stützen beim Überfahren der Klappbrückenkante auf der Seite des Hubgerüsts durch den TLB dann auf Zug belastet wurden, hoben sich die Stützen. Hierdurch wurde das leichte Kippen des Schleusentisches bis zur Begrenzung durch die – über die aufliegende Radbruchsicherung blockierte – Klappbrücke möglich. Eine schematische Darstellung des Ereignisses findet sich in Abb. 3. Als mittelbare Ursache kann das nicht vollständige Prüf- und Wartungskonzept für die Materialschleuse angesehen werden. Die Stützenlager wurden in diesem als wartungsfrei angesehen und seit der Inbetriebsetzung der Anlage nicht inspiziert oder gewartet, sodass ein Fehler an ihnen nicht erkannt werden konnte.

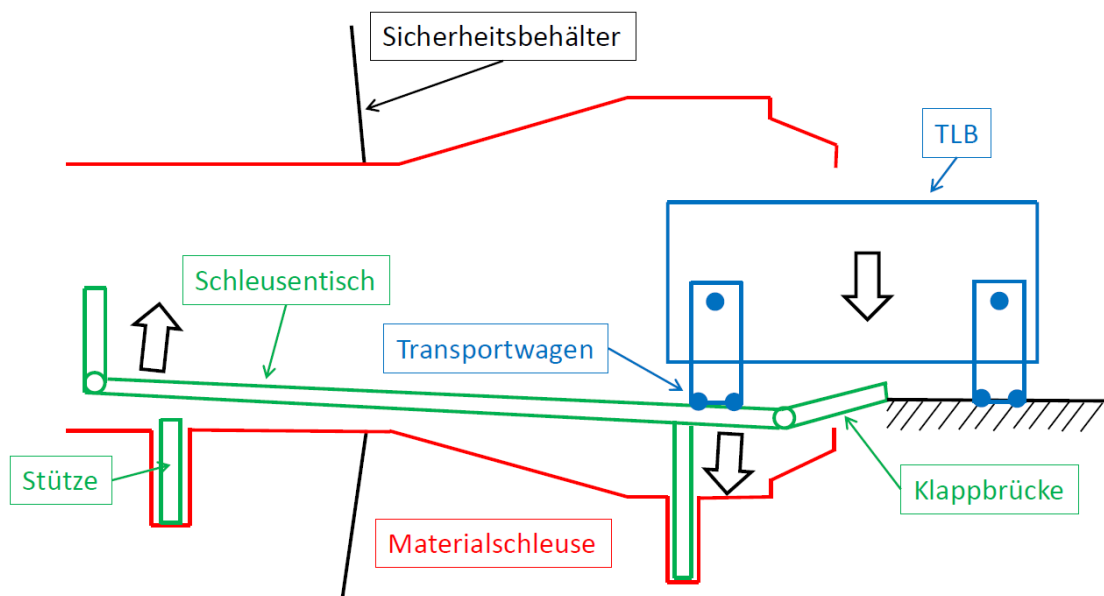


Abb. 2.3 Schematische Darstellung des Ereignisses: Beim Überfahren des Schleusentisches mit einem Teil des TLB außerhalb der Stützenpositionen werden an den gegenüberliegenden Stützen Zugkräfte aufgebracht. Durch das Versagen der Stützenbefestigungen auf dieser Seite konnte der Schleusentisch soweit kippen, dass sich ein nicht überfahrbarer Versatz zwischen Schleusentisch und Klappbrücke bildete.

Durch die intakte Kippsicherung und die aufliegende Klappbrücke, die durch die entstehenden Widerstände dem Kippmoment entgegenwirkten, wurde ein möglicher Absturz

des Transportbehälters in der Materialschleuse verhindert. Bei einem Versagen von weiteren Komponenten, wie der Kippsicherung, wären jedoch aufgrund des hohen Behältergewichtes Schäden an der Materialschleuse und dadurch resultierende Beeinträchtigungen der Dichtheit des Sicherheitsbehälters nicht auszuschließen gewesen.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da diese grundsätzlich über eine Materialschleuse verfügen. Im Rahmen eines anderen Vorhabens hat die GRS daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2015/05) erstellt. Darin wurden die Überprüfung auf ähnliche Schäden an der Materialschleuse und ggf. die Beseitigung dieser Schäden, die Entwicklung einer wiederkehrenden Prüfung zur Überprüfung des spezifizierten Zustands aller tragenden und sichernden Komponenten der Materialschleuse sowie die Durchführung einer Fehlereffektanalyse bzgl. des Schleusvorganges mit TLB und die Berücksichtigung identifizierter Fehler, die zu Schäden am TLB oder dem Sicherheitseinschluss führen können, durch Vorkehrungen empfohlen.

3.1.2 Neue Erkenntnisse zur Wirksamkeit von Systemen zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters

Im Rahmen eines Forschungsvorhabens, dessen Ergebnisse in das Screening eingeflossen sind, hat die GRS die Belastung von Gleitdruckventuriwäschern zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters von DWR und SWR bei Stör- und Unfällen untersucht, den verbleibenden Spaltprodukt-Quellterm an die Umgebung analysiert und die im Gleitdruckventuriwäscher zurückgehaltene Aerosol- und Iodmenge mit den Anforderungen der RSK aus den späten 1980er-Jahren verglichen. Die Untersuchungen der GRS umfassten zwei SWR- und zwei DWR-Anlagen, von denen die Unterlagen zur Systemauslegung der Sicherheitsbehälter-Ventingsysteme mit Gleitdruckventuriwäscher miteinander verglichen wurden. Anlagenspezifische Analysen mit dem GRS-Rechenprogramm „COCOSYS“ wurden am Beispiel einer DWR-Referenzanlage mit einem SHB-Ventingsystem mit Gleitdruckventuriwäscher durchgeführt.

Bei der Auswertung der Unterlagen der zwei DWR- und SWR-Anlagen wurden Unterschiede in den Bereichen Druckverluste der Venturiwäscher, Strömungswiderstandsbeiwerte der Rohre, Durchflusszahlen der Lochscheiben sowie Gaszusammensetzung bei der Druckentlastung festgestellt. Die dargestellten Sachverhalte bezüglich der Annahmen bei der Systemauslegung der Ventingsysteme mit Gleitdruckventuriwäscher führten dazu, dass aus Sicht der GRS zu besorgen war, dass das Ventingsystem im Anforde-

rungsfall bei einem Unfallablauf nicht ordnungsgemäß funktioniert, weil der Volumenstrom an jeder Venturidüse sich nicht in einem experimentell hinreichend abgesicherten Bereich befinden könnte, für den die Aerosol- und Iodrückhaltung nachgewiesen ist.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da diese ebenfalls über ein Ventingsystem, z. T. unterschiedlicher Bauart, verfügen. Im Rahmen eines anderen Vorhabens hat die GRS daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2016/01) erstellt. Darin wurden im Wesentlichen die Überprüfung der Systemauslegung des jeweiligen Ventingsystems und je nach Ergebnis das Ergreifen von Maßnahmen empfohlen.

3.2 E- und Leittechnik

3.2.1 Nichtschließen des Druckhalter-Abblaseabsperrventils aufgrund der Fehlstellung eines Lastumschalters in einer DWR-Anlage

Im Rahmen einer wiederkehrenden Prüfung (WKP) ist im Leistungsbetrieb der Anlage die ordnungsgemäße Funktion des Druckhalter-Abblaseabsperrventils durch Schließen und Öffnen der Armatur von der Warte aus nachzuweisen. Bei der Durchführung dieser WKP im Betriebszustand Vollast folgte das Druckhalter-Abblaseabsperrventil dem Ansteuerbefehl in ZU-Richtung nicht und verblieb in AUF-Stellung.

Die leittechnische Ansteuerung und die elektrische Stromversorgung des Motorantriebes des Druckhalter-Abblaseabsperrventils wurden überprüft. Dabei wurde festgestellt, dass eine Fehlstellung der Schaltkontakte des nur manuell vor Ort zu betätigenden Lastumschalters zur Umschaltung der Stromversorgung des Motorantriebes des Druckhalter-Abblaseabsperrventils vorlag. Diese Fehlstellung des Lastumschalters führte laut Angaben des Betreibers zu einer unzureichenden Kontaktierung des Lastumschalters mit der Notspeisenotstromschiene (Schalterstellung im bestimmungsgemäßen Betrieb) und somit zur Unterbrechung der Stromversorgung des Motorantriebes des Druckhalter-Abblaseabsperrventils.

Der betroffene Lastumschalter wurde vor dem Ereignis letztmalig während des Anfahrbetriebes im Rahmen einer WKP betätigt. Dabei erfolgte laut Betreiberangaben keine korrekte Bewegung der Schaltkontakte des Lastumschalters. Die Schaltkontakte des Lastumschalters erreichten nicht ihre mechanische Endlage. Dies führte zum Ausfall der

Stromversorgung des Motorantriebes des Druckhalter-Abblaseabsperrventils. Die weitere Fehleranalyse des auffälligen Lastumschalters ergab, dass das am Lastumschalter eingesetzte Schmiermittel nach mehr als zehnjähriger Einsatzzeit zu Verharzungen neigt. Dies habe bei Betätigung sporadisch zur Beeinträchtigung der Funktion des Schalters geführt.

Im vorliegenden Fall blieb die Fehlstellung des Lastumschalters bis zur nächsten Funktionsprüfung des Druckhalter-Abblaseabsperrventils unerkannt und führte somit zu einer Unverfügbarkeit einer sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtung.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da die Stromversorgung des Druckhalter-Abblaseabsperrventils in anderen Anlagen ähnlich aufgebaut ist. Daher hat die GRS im Rahmen eines anderen Vorhabens eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2015/03) erstellt. Darin werden Empfehlungen bezüglich der Lastumschalter, insbesondere desselben Herstellers, der Erkennung von Schalterfehlstellungen sowie zu Wartungsmaßnahmen ausgesprochen.

3.2.2 Fehlsprechen von Reaktorschutzabschlussgliedern durch wiederkehrende Prüfungen in zwei DWR-Anlagen

In einer DWR-Anlage kam es während der Durchführung der WKP „Ein-Signal Notspeisenotstromdiesel“ in einer Redundante zum wiederholten kurzzeitigen (wenige Millisekunden) Fehlsprechen der Reaktorschutzabschlussglieder „Primärkreisabschluss/Abschaltsignal für Hauptkühlmittelpumpen“ in einer anderen Redundante, worauf die betroffenen Reaktorschutzsignale ausgelöst wurden. Daraufhin verließen zwei Absperrramaturen und eine Gebäudeabschlussarmatur ihre Grundstellung AUF. Zwei weitere angesteuerte Armaturen befanden sich bereits in der von den ausgelösten Reaktorschutzsignalen geforderten ZU-Stellung. Zur Abschaltung einer Hauptkühlmittelpumpe kam es durch die einkanalige Auslösung nicht, da auslegungsgemäß eine zweikanalige Anregung erforderlich ist.

Als Ursache für das Fehlsprechen der Abschlussglieder wurde eine defekte Reaktorschutzspeicherbaugruppe (RSP-Baugruppe) identifiziert.

Durch das wiederholte kurzzeitige Fehlsprechen der Abschlussglieder kam es zu einem Meldeschwall im Prozessinformationssystem (Prozessrechner), wodurch die Fehlauslösungen aus dem Reaktorschutzsystem z. T. vorübergehend unerkannt blieben.

Ein weiterer Hinweis auf nicht erkannte Fehlsignale aus dem Reaktorschutzsystem während einer WKP im Reaktorschutz ergibt sich aus der Untersuchung im Nachgang zu einem aus einer anderen DWR-Anlage gemeldeten Ereignis. Bei diesem Ereignis wurde bei der Durchführung von monatlich wiederkehrenden Reaktorschutzprüfungen u. a. festgestellt, dass nach Auslösung eines Prüfsignals mittels Prüftaste auf der Reaktorschutztafel die einem anderen Prüfsignal zugeordneten Reaktorschutzabschlussglieder fehlerhaft angesprochen hatten. Der Vorgang konnte bei der nachträglichen Auswertung des Rechnerprotokolls nachvollzogen werden.

Die potentielle sicherheitstechnische Bedeutung des erstgenannten Ereignisses liegt darin, dass im vorliegenden Fall der Fehler auf der RSP-Baugruppe bis zur Durchführung der WKP unentdeckt blieb. Das Ereignis hat zudem Mängel in Bezug auf die ergonomische Gestaltung der Meldeanlage bei Vorliegen eines Meldeschwalls aufgezeigt: Die Fehlanregungen der Abschlussglieder und die daraus resultierenden Meldungen bei der Durchführung der WKP wurden nicht unmittelbar erkannt.

Die Bedeutung des anderen Ereignisses liegt darin, dass die Fehlanregungen der Abschlussglieder bei der Durchführung der monatlichen WKP unerkant vorlagen.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da einerseits die betroffenen Baugruppen auch in anderen Kraftwerken eingesetzt sind und andererseits das Meldekonzept (Prozessrechner bzw. Prozessinformationssystem) in anderen Kraftwerken ähnlich aufgebaut ist. Daher hat die GRS zu dieser Thematik im Rahmen eines anderen Vorhabens eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2015/06) erstellt, in der die Durchführung eines Sonderprüfprogramms bzgl. der betroffenen Baugruppe, die Überprüfung hinsichtlich eines hohen Meldeaufkommens sowie eine entsprechende Kontrolle nach WKP von Reaktorschutzsignalen empfohlen wurden. Im Falle festgestellter Mängel sollen Abhilfemaßnahmen ergriffen werden.

3.2.3 Mangelhafte Störfallfestigkeit verschiedener elektrotechnischer Komponenten in mehreren deutschen Kernkraftwerken

In einer DWR-Anlage wurde festgestellt, dass bei drei Zwischenklemmkästen von Wasserstoffkonzentrationsmessungen des Wasserstoffüberwachungssystems entgegen den Spezifikationen keine Druckausgleichsöffnungen vorhanden waren.

In einer anderen DWR-Anlage wurde an Messumformern im Rahmen des Alterungsmanagements eine Sonderprüfung durch den Hersteller durchgeführt. Dabei wurden die Gehäuse der Messumformer erstmals geöffnet. Es zeigte sich dabei, dass bei zwei Messumformern des Reaktorschutzes Gummidichtungen am Gehäuse nicht in einem spezifikationsgemäßen Zustand waren. Dieser Befunde stufte man in einer dritten DWR-Anlage als übertragbar ein und führte ebenfalls eine Sonderprüfung entsprechender Messumformer durch, bei der die Gehäuse geöffnet wurden. Dabei wurde ein weiterer Messumformer mit einer nicht formschlüssig eingelegten Dichtung gefunden. Bei den betroffenen Messumformern handelt es sich um verschiedene Typen von Messumformern eines Herstellers.

Im Falle der fehlenden Druckausgleichsöffnungen der Zwischenklemmkästen geht der Betreiber davon aus, dass es sich um bereits im Rahmen der Anlagenerrichtung eingebrachte Abweichungen handelt, da weder regelmäßige Wartungsmaßnahmen noch Änderungen an den betroffenen Klemmkästen durchgeführt wurden.

Bei den nicht spezifikationsgemäßen Gehäusedichtungen der Messumformer kommen Betreiber und Gutachter ebenfalls zu dem Ergebnis, dass es sich um Fehler im Rahmen der Herstellung der Messumformer handelt. Ein Öffnen des Gehäuses ist weder im Rahmen von Wartungsarbeiten noch im Rahmen von wiederkehrenden Prüfungen vorgesehen. Auf Grund der Gehäusebauart ist die Dichtung von außen nicht einsehbar.

Bei allen drei Ereignissen war die Störfallfestigkeit der betroffenen Komponenten nicht mehr sicher gewährleistet. Im Normalbetrieb haben die beschriebenen Abweichungen von den Spezifikationen keine Auswirkungen. Im Falle eines Kühlmittelverlusts ist jedoch nicht auszuschließen, dass die betroffenen Messungen ausfallen..

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da Messumformer desselben Herstellers auch in anderen Kernkraftwerken im Einsatz sind. Die GRS hat daher im Rahmen eines anderen Vorhabens eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2015/07) erstellt. Darin werden die Überprüfung von Klemmkästen, über die sicherheitstechnisch relevante Signale geführt werden, auf das Vorhandensein vorgesehener Druckausgleichsöffnungen sowie die Überprüfung von potentiell betroffenen Messumformern auf den spezifikationsgemäßen Zustand der Gehäusedichtungen empfohlen. Bei Befunden sollen Abhilfemaßnahmen ergriffen werden.

3.2.4 Erhöhte Ausfallrate von Widerstandsthermometern aufgrund eines Herstellungsmangels in einer SWR-Anlage

Im Rahmen von Probeläufen eines Notstromdieselaggregats wurde eine erhöhte Ausfallrate von Mantel-Doppelwiderstandsthermometern eines bestimmten Typs festgestellt. Dieser Messfühlertyp war seit 2012 an Temperaturmessstellen des Kühlwasser- und des Schmierölkreislaufs von insgesamt vier Notstromdieselaggregaten eingebaut worden. Im den folgenden Jahren wurden die o. g. Messfühler auch an zwei weiteren Notstromdieselaggregaten im Rahmen von Probeläufen auffällig und wiesen vergleichbare Schäden (Messfühlerbruch) auf. Die betroffenen Messungen sind in einer 2v2-Auswertelogik verschaltet. Durch den Ausfall eines der beiden Kühlwassertemperatursensoren kam es zum einkanaligen Ansprechen des vorrangigen Aggregateschutzes. Dies wurde auf der Warte sowie der Prozessrechneranlage angezeigt.

Mit den Messfühlern des betroffenen Typs wird die Temperatur gemessen, indem der temperaturabhängige Widerstand eines Stücks Platindraht ermittelt wird. Bei der Untersuchung der auffällig gewordenen Widerstandsthermometer durch den Hersteller wurde eine mangelhafte Keramikeinbettung der Platin-Drahtwindungen des Temperatursensorkopfes festgestellt. Es wird von einem Herstellungsfehler ausgegangen. Dies führte zu einer reduzierten Dauerschwingfestigkeit der Thermometer. Infolge des dauerhaft bestehenden Schwingungseintrags durch den laufenden Dieselmotor wurde daher die homogene Struktur dieser Keramikeinbettung teilweise zerstört. Dies führte zum Bruch bzw. zur Deformation der von der Keramik ummantelten Drahtwindungen.

Zusätzlich zu der Schwingungsempfindlichkeit der Temperatursensoren wurden an einem betroffenen Notstromdieselaggregat temporär stark erhöhte Schwingungseinträge festgestellt. Diese resultierten aus Schwingungsresonanzen im Bereich des Grundrahmens. Als Ursache wurden verbogene Versteifungsbleche im Bereich des Grundrahmens erkannt. Es wird vermutet, dass es bei der Remontage des Notstromdiesels zu der Verbiegung kam. Diese erhöhten Schwingungseinträge waren aber nicht ursächlich für die Ausfälle. Sie beschleunigten jedoch den Schädigungsmechanismus.

Die Aufgabe von Temperaturmessfühlern an Notstromdieselaggregaten ist die Messung der Temperaturen des Motorkühlwassers, des Motorschmieröls und der Zuluft des Generators an ausgewählten Messstellen. Bei den betroffenen Notstromdieselaggregaten werden Temperaturen an jeweils insgesamt 17 Stellen pro Dieselaggregat gemessen.

Davon sind jeweils vier Messkreise sicherheitstechnisch relevant, da diese entsprechend KTA 3702, Anhang A, zum vorrangigen Aggregateschutz gehören. Bei einem Fehlsprechen der Schutzkriterien wird der Diesel demnach auch bei anstehender Anforderung aus dem Reaktorschutz abgeschaltet.

Hochfrequente Vibrationen an Notstromdieseln, die nicht im Rahmen der Auslegung berücksichtigt wurden, stellen eine starke Belastung des Diesels dar. Sie können zu einer stark beschleunigten Alterung von Teilkomponenten führen und sind daher grundsätzlich zu vermeiden. Im vorliegenden Fall entstanden bei der Remontage Schäden, die Vibrationen verursachten. Diese wurden erst nach mehreren, frühzeitigen Ausfällen an den Temperaturmesssonden erkannt und beseitigt.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da aufgrund anderer meldepflichtiger Ereignisse bekannt ist, dass in weiteren Anlagen ebenfalls die Temperatur im Kühlsystem als Kriterium im vorrangigen Aggregateschutz verwendet wird. Die GRS hat daher im Rahmen eines anderen Vorhabens eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2015/08) erstellt, in der der Austausch des betroffenen Temperaturmesssondentyps, die Implementierung von bestimmter Warnmeldungen bezüglich Messkreisen des vorrangigen Aggregateschutzes sowie die Beachtung von Schwingungen bei der Remontage von Notstromdieselaggregaten (ggf. sollten auch der Grundrahmen sowie die Versteifungsbleche der Notstromdieselaggregate überprüft werden) empfohlen werden.

3.2.5 Ausfall eines 6,3-/0,4-kV-Notstromtransformators über Buchholz-Auslösung in einer SWR-Anlage

Durch ein Ansprechen des Buchholzschutzes in Folge eines zu niedrigen Ölfüllstandes kam es zur Abschaltung eines Notstromtransformators. Auch an zwei weiteren Notstromtransformatoren wurden zu niedrige Ölfüllstände festgestellt. Ursächlich für den zu niedrigen Ölfüllstand war die Kontraktion des Öls in Folge sehr niedriger Außertemperaturen und eine Ölprobe, nach der kein Öl nachgefüllt wurde. Zusammen ergab sich dadurch ein Ölfüllstand, dessen Abstand zum Abschaltgrenzwert geringer war als Toleranzen, die im Rahmen der Befüllung auftreten.

Begünstigt wurde das Auftreten von Abweichungen bei der Ölbefüllung durch den Aufbau der Transformatorinstrumentierung. Die Messskala der Füllstandsanzeige umfasste

nur eine Sollmarkierung für 20 °C Öltemperatur. Der Sollfüllstand musste daher bei anderen Temperaturen durch das zuständige Personal angepasst werden. Die Temperaturmessung des Öls erfolgt oben am Transformatorkegel und überschätzt somit die durchschnittliche Öltemperatur systematisch. Der Abstand zwischen dem Grenzwert für eine Warnung auf der Warte wegen zu niedrigem Ölfüllstand und dem Grenzwert einer Schutzabschaltung war außerdem relativ gering, so dass nicht rechtzeitig Gegenmaßnahmen ergriffen werden konnten.

Kommt es zur Abschaltung eines Transformators, werden die von ihm versorgten Schienen und die daran angeschlossenen Verbraucher spannungslos. Abhängig von der Position des Transformators innerhalb der Notstromversorgung können unterlagerte Schienen gegebenenfalls durch eine Umschaltung auf andere Einspeiseoptionen wieder versorgt werden. Die weiteren Folgen hängen dann davon ab, welche sicherheitstechnische Aufgabe die Verbraucher der betroffenen Schienen haben.

Im vorliegenden Fall war unter anderem der Notstromdiesel der zugehörigen Redundante unverfügbar, da Armaturen seiner Kühlwasserversorgung nicht mehr verfahren werden konnten. Von besonderer Bedeutung ist, dass auch bei zwei Notstromtransformatoren in anderen Redundanten zu niedrige Ölfüllstände vorgefunden wurden. Im Rahmen der vertieften Bewertung von Ereignissen der deutschen Betriebserfahrung mit GVA wurde das Ereignis als Ereignis mit einem gemeinsam verursachten Ausfall klassifiziert. Bei den vorgefundenen zu niedrigen Ölfüllständen ohne Ausfall des Transformators handelt es sich im Sinne einer GVA-Betrachtung um Vorschädigungen hinsichtlich eines gemeinsamen Ausfallmechanismus. Es zeigte sich dann, dass es sich bei diesem Ereignis um das bisher einzige Ereignis handelt, bei dem in der deutschen Betriebserfahrung ein GVA-Mechanismus zu einem Funktionsausfall eines Transformators geführt hat. Eine mit dieser GVA-Bewertung durchgeführte Precursor-Analyse /BAB 15/ des Ereignisses zeigte, dass dieses als Precursor einzustufen ist.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da ölgekühlte Transformatoren in allen deutschen Kernkraftwerken im Bereich des Eigenbedarfs und der Notstromanlagen im Einsatz sind. Um dem beschriebenen Ausfallmechanismus vorzubeugen, hat die GRS daher im Rahmen eines anderen Vorhabens eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2016/02) erstellt. Darin werden diesbezüglich für alle sicherheitstechnisch wichtigen, ölgekühlten Transformatoren sowie die Maschinen-, Eigenbedarfs- und Reservenetztransformatoren verschiedene Prüfungen bzw. Maßnahmen empfohlen.

3.2.6 Wiederholtes Versagen von Unterspannungsauslösern in einer DWR-Anlage

Während zweier aufeinander folgender Revisionen wurde jeweils während einer wiederkehrenden Prüfung das Versagen eines Unterspannungsauslösers eines Leistungsschalters einer Hauptkühlmittelpumpe (HKMP) beobachtet.

Im Rahmen einer Grundüberholung durch den Hersteller im Jahr 2008 wurden in der Anlage alle Unterspannungsauslöser der Leistungsschalter der Hauptkühlmittelpumpen eines bestimmten Typs durch Unterspannungsauslöser eines anderen Typs ersetzt, welche seit 2006 vom Hersteller als Nachfolgemodell geliefert werden. Neben der nur geringfügig geänderten mechanischen Umlenkung der Magnetkraft auf den Auslöser ist ein anderer Magnettyp der wesentliche Unterschied zwischen den beiden Typen, die restliche mechanische Ausführung ist baugleich geblieben.

Die Magnete in den Unterspannungsauslösern des ursprünglichen Typs wurden vom Hersteller gefertigt, die Magnete des neueren Typs werden vom Hersteller bei einem Zulieferer gekauft. Die betroffenen Magnete sind handelsüblich und werden nicht exklusiv für die Kerntechnik gefertigt. Diese Magnete sind aufgrund ihrer Bauart weniger robust als deren Vorgänger und werden beispielsweise mit einem deutlich höheren Vorwiderstand betrieben.

Die festgestellten Ausfälle wurden laut Betreiber von einer mechanischen Schwergängigkeit bzw. Blockierung des Magnetankers verursacht, die durch eine thermische Verformung des Spulenkörpers hervorgerufen wurden. Da keine thermische Belastung von außen festgestellt wurde, können die Unterspannungsauslöser nur über den eigenen Betriebsstrom thermisch belastet worden sein. Der Betreiber vermutet daher, dass in den entsprechenden Unterspannungsauslösern ein systematischer Fehler vorliegt.

Die diversitäre Auslösung des Öffnens der Leistungsschalter der Hauptkühlmittelpumpen über Unterspannungsauslöser dient der sicheren Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen in Anforderungsfällen, bei denen eines der beiden über ein Verfügbarkeits-UND verknüpften Reaktorschutzsignale zur Abschaltung der HKMP unverfügbar ist. Ein Versagen des Unterspannungsauslösers würde sich in solchen Fällen nur dann auswirken, wenn gleichzeitig die Eigenbedarfsversorgung der HKMP durchgängig verfügbar wäre, die HKMP nicht über den Aggregateschutz abgeschaltet worden wäre und das Warten-

personal keine Handmaßnahmen ergriffen hätte. In diesem Fall käme es zu einem zusätzlichen, vom Sicherheitssystem beherrschbaren, Wärmeeintrag in den Primärkreis. Die tatsächliche sicherheitstechnische Bedeutung dieser Ereignisse ist somit gering.

Die sicherheitstechnische Bedeutung eines Versagens oder einer verspäteten Auslösung eines Unterspannungsauslösers kann je nach Einbauort höher als im vorliegenden Fall sein. Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da Unterspannungsauslöser des neuen Typs auch in anderen Anlagen oder Systemen in Leistungsschaltern verbaut sein könnten. Die GRS hat daher im Rahmen eines anderen Vorhabens hierzu eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2016/04) erstellt, in der empfohlen wird, bei Einsatz von Unterspannungsauslösern des betroffenen Typs in sicherheitstechnisch wichtigen Leistungsschaltern Auslösezeiten bei vergangenen Prüfungen zu überprüfen und zu bewerten. Außerdem sollen entsprechende WKP-Anweisungen ggf. um eine maximal zulässige Auslösezeit ergänzt werden und zukünftig eine Trendverfolgung der Auslösezeiten durchgeführt werden.

3.3 Komponentenintegrität

3.3.1 Schaden an einer Entwässerungsleitung im Frischdampfsystem einer DWR-Anlage

Während des geplanten Abfahrens zur Revision und zum Brennelement-Wechsel wurde die jährlich wiederkehrende Funktionsprüfung des Frischdampf-Abblaseabsperrentils durchgeführt. Nach dem prüfbedingten Öffnen des entsprechenden Ventils kam es in Folge einer Dampfleckage unerwartet zum Ansprechen eines Temperaturgrenzwertes sowie von zwei Brandmeldern. Die Prüfung wurde daraufhin abgebrochen.

Eine Vor-Ort-Begehung ergab, dass die Entwässerungsleitung auf einer Länge von ca. 30 cm aufgerissen war. Zerstörungsfreie Prüfungen an den korrespondierenden Entwässerungsleitungen in den anderen Redundanzen ergaben ebenfalls eine Wanddicken-schwächung der Rohrleitungen bis unterhalb der erforderlichen Mindestwanddicke. Darüber hinaus wurden im Rahmen einer visuellen Kontrolle des Anschlussstutzens der Sekundärkreisabschlussarmatur Korrosionsspuren im Bereich des Grundmaterials des Armaturengehäuses festgestellt.

Auf Basis der durchgeführten Untersuchungen wird der Schaden auf einen von der Rohrinneenseite ausgehenden, flächigen Korrosionsangriff am Rohrwerkstoff zurückgeführt. Es wird davon ausgegangen, dass dieser durch einen in der Auslegung nicht berücksichtigten Kondensatanfall in der drucklosen Rohrleitung hervorgerufen wurde. Der Kondensatanfall entstand durch Luftfeuchtigkeit, die bei der monatlichen Prüfung des Abblaseregelventils von außen eingetragen wird. Aufgrund des Gefälles der Rohrleitung zur Sekundärkreisabschlussarmatur wird davon ausgegangen, dass das vollständige Abfließen des Wassers durch die konstruktive Ausführung dieser Armatur verhindert wurde (Versatz zwischen Ein- und Auslauföffnung).

Die Dampfleckage führte nicht zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Die Wärmeabfuhr war in dem vorliegenden Anlagenzustand nicht beeinträchtigt. Es gab keine weitere Beeinträchtigung des Sicherheitssystems. Abgesehen von der absperrbaren Frischdampfleckage, die nach Auskunft des Betreibers ca. 15 kg/s betrug, ist kein auslösendes Ereignis aufgetreten und es wurde keine sicherheitstechnisch wichtige Funktion angefordert. Die tatsächliche sicherheitstechnische Bedeutung des Ereignisses war nach heutigem Kenntnisstand gering. Bei Anwesenheit von Personen in der Armaturenkammer hätte es jedoch zu Personenschäden durch den austretenden Dampf kommen können.

Die systematische, redundanzübergreifende Waddickenschwächung aller Entwässerungsleitungen der Frischdampf-Abblaseleitungen birgt allerdings das Potenzial für einen gemeinsam verursachten Ausfall (GVA) dieser Entwässerungsleitungen. Auch für diesen Fall ist die sicherheitstechnische Bedeutung nach Analysen der GRS gering: Auslegungsgemäß wird die Frischdampf-Abblasefunktion bei Fällen mit Ausfall der Hauptwärmesenke angefordert. Abdeckendes Ereignis ist ein Notstandsfall (Ausfall des D1-Netzes, 10-h-Autarkie) bei 100 % Leistung am Zyklusende. Hierfür hat die GRS mit dem Analysesimulator Untersuchungen für die ersten 10 Stunden nach Ereigniseintritt durchgeführt und dabei mögliche Auswirkungen eines GVA der betroffenen Entwässerungsleitungen auf den Störfallablauf analysiert. Die vorliegenden Ergebnisse zeigen, dass auch bei Auftreten der unterstellten sekundärseitigen Leckagen stets eine ausreichende Unterkritikalität sichergestellt ist und die 10-h-Autarkie eingehalten werden kann. Nach Ablauf der 10 Stunden weisen der Primär- und Sekundärkreis bedingt durch die Dampfleckagen andere Temperaturen und Drücke als im Notstandsfall ohne Leckagen an allen vier Entwässerungsleitungen auf. Dieser Anlagenzustand wird ebenfalls durch die Vorgaben im Betriebshandbuch erfasst. Die Einhaltung der Schutzziele wird nicht beeinträchtigt.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, wenn das Versagen von Kleinleitungen eine sicherheitstechnische Bedeutung hat bzw. zu einer Beeinträchtigung des Sicherheitssystems führen kann. Die GRS hat im Rahmen eines anderen Vorhabens daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2015/04) erstellt. Darin werden die Identifikation, Prüfung und ggf. der Austausch solcher potentiell betroffener Kleinleitungen empfohlen

3.3.2 Anzeigen an Stiftschrauben des Rückschlagventilblocks der Frischdampfabschlussarmaturen im Zuge von zerstörungsfreien Prüfungen in einer DWR-Anlage

An den Stiftschrauben am Rückschlagventilblock der Frischdampfabschlussarmaturen wurden mittels fluoreszierender Magnetpulverprüfung Auffälligkeiten festgestellt. Die Prüfung war Teil eines Untersuchungsprogramms im Rahmen des Alterungsmanagements von hochfesten Schrauben mit galvanischer Korrosionsschutzbeschichtung, das aufgrund der Kenntnis über den Schadensmechanismus wasserstoffinduzierte Versprödung/Rissbildung durchgeführt wurde.

An 11 von 16 Stiftschrauben des Rückschlagventilblocks der Frischdampfabschlussarmatur lagen lineare Anzeigen im Bereich des Gewindegrunds vor. Die Stiftschrauben der übrigen Rückschlagventilblöcke der Frischdampfabschlussarmaturen zeigten vergleichbare Anzeigen.

Die betroffenen Stiftschrauben sind aus einem Schraubenstahl gefertigt, die Oberfläche ist galvanisch verzinkt. Sie sind seit Inbetriebsetzung der Anlage im Einsatz.

Als Schädigungsmechanismus wird vom Betreiber durch den Herstellungsprozess bedingte wasserstoffinduzierte Versprödung/Rissbildung angegeben. Notwendige Voraussetzung für diesen Schädigungsmechanismus ist das Vorhandensein atomaren Wasserstoffs an der Werkstückoberfläche. Beim Aufbringen der Beschichtung durch kathodisches Galvanisieren entsteht Wasserstoff. Weiterhin kann es beim anschließenden Reinigungsprozess der Oberfläche zu Reaktionen der Beize mit dem Wasser.

Im vorliegenden Fall konnten (bei Zugversuchen an betroffenen Stiftschrauben) die spezifizierten Festigkeitswerte und Verformungseigenschaften der Schrauben trotz der vorhandenen Anzeigen nachgewiesen werden. Relevante zyklische Beanspruchungen dieser Schrauben sind nicht zu unterstellen. Die Funktionsfähigkeit der Rückschlagventile

und damit der Frischdampfabschlussarmaturen war im vorliegenden Fall durch die geschädigten Stiftschrauben nicht eingeschränkt. In der betroffenen DWR-Anlage sind hochfeste, galvanisch verzinkte Schrauben in unterschiedlichen Anlagenbereichen, insbesondere auch im Sicherheitssystem, eingesetzt, die sich im Hinblick auf Beanspruchung, Schraubendimensionierung usw. unterscheiden. Dieses wird auch für andere Anlagen unterstellt. Da sich aus den Zugversuchen keine generelle Aussage über das Rissverhalten bei zyklischen Beanspruchungen ableiten lässt, kann der Ausfall einzelner Sicherheitseinrichtungen infolge Ermüdungsversagen von durch Wasserstoffversprödung vorgeschädigten Schrauben nicht gänzlich ausgeschlossen werden.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da davon auszugehen ist, dass dort ebenfalls hochfeste, galvanisch verzinkte Schrauben an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen eingesetzt sind. Die GRS hat im Rahmen eines anderen Vorhabens daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2015/09) erstellt. Es werden eine Bestandsaufnahme von hochfesten, galvanisch verzinkten Schrauben in sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen und die Durchführung einer Oberflächenrissprüfung entsprechender Schrauben (Prüfumfang in Abhängigkeit von der sicherheitstechnischen Bedeutung der betroffenen Einrichtungen) empfohlen. Befundbehaftete Schrauben sollen gegen neue geeignetere Schrauben ausgetauscht werden und ggf. der Prüfumfang erhöht oder ein Austauschprogramm eingerichtet werden.

3.3.3 Befund am Wärmeschutzrohr in einem Stutzen des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems in einer DWR-Anlage

Der Betreiber einer DWR-Anlage hat systematische Befunde an Wärmeschutzrohren in Stutzen des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems gemeldet. Während des Brennelementwechsels wurde im Rahmen einer visuellen Inneninspektion des Primärkreislaufes mittels U-Boot festgestellt, dass am Wärmeschutzrohr einer Einspeiseleitung des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems in den kalten Strang eines Loops ein rissartiger Befund vorliegt. Die anschließende mit einem Endoskop durchgeführte Überprüfung bestätigte dieses Ergebnis. Eine Ultraschallprüfung von außen ergab oberflächennahe Rissanteile im Anschlussbereich des Vorschuhendes. Der für die druckführende Umschließung maßgebliche Grundwerkstoffbereich war befundfrei, was nach Ausbau des Wärmeschutzrohres mittels Farbeindringprüfung bestätigt wurde.

Bei der Übertragbarkeitsprüfung am Stutzen einer anderen Redundanz des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems wurde eine visuelle Inneninspektion mittels U-Boot durchgeführt, bei der eine nicht genauer bestimmbare Auffälligkeit in Form eines „Schattens“ entdeckt wurde. Eine daraufhin durchgeführte endoskopische Untersuchung ergab keine eindeutige Aussage hinsichtlich einer möglichen Rissbildung. Mit einer Ultraschallprüfung von außen konnte die Auffälligkeit anschließend eindeutig als Riss identifiziert werden. Die Wärmeschutzrohre der Stutzen in den anderen beiden Redundanzen waren befundfrei.

Die Befundzonen befinden sich jeweils im Bereich der Anschweißnaht (Rundnaht) des Wärmeschutzrohres bis zum Verrundungsbereich der Anschweißlippe des Vorschuhendes des Stutzens. Als Schädigungsmechanismus wurde mechanische Werkstoffermüdung ermittelt. Als Ursache der dynamischen Belastungen, welche zu Rissinitiierung und -wachstum geführt haben, wird eine Anregung des Wärmeschutzrohres durch das vorbeiströmende Kühlmittel in der Hauptkühlmittelleitung angesehen.

Beim vorliegenden Ereignis wiesen zwei Wärmeschutzrohre wanddurchdringende Ermüdungsrisse mit einer signifikanten Umfangserstreckung im Nahbereich der Rundnaht auf. Die Ermüdungsrisse waren die Folge einer durch den Kühlmittelstrom induzierten Wechselbeanspruchung. Die Funktion der Wärmeschutzrohre war durch die Anrisse nicht beeinträchtigt. Eine Beeinflussung des Kühlmittelstroms, etwa durch eine Verlagerung des Wärmeschutzrohres, lag nicht vor. Bruchstücke haben sich nicht gelöst. Die Befundzonen sind nicht Bestandteil der druckführenden Umschließung, d. h. deren Integrität war nicht betroffen.

Im Rahmen der Bearbeitung des Ereignisses wurde ein Screening der Datenbank VERA durchgeführt. Aus der deutschen Betriebserfahrung ist ein vergleichbarer Fall aus einer weiteren DWR-Anlage bekannt. Dabei kam es infolge strömungsinduzierter Schwingungen zu einem Rundabriss eines Wärmeschutzrohres einer Einspeiseleitung des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems in einen kalten Strang der Hauptkühlmittelleitung. Zu diesem Ereignis wurde durch die GRS bereits eine Weiterleitungsnachricht erstellt. In diesem Zusammenhang wurden bereits die möglichen sicherheitstechnischen Auswirkungen eines Rundabrisses eines Wärmeschutzrohres oder von sich lösenden Bruchstücken bewertet.

Nach bisherigem Kenntnisstand kann von einem systematischen Schädigungsmechanismus an Einspeisestutzen des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems in den kalten

Strang der Hauptkühlmitteleitung ausgegangen werden, der ggf. durch Qualitätsmängel bei der Fertigung des Verrundungsbereichs des Vorschuhendes begünstigt wurde. Eine Übertragbarkeit des Schadens auf Stutzen in den Einspeiseleitungen des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems in den heißen Strang der Hauptkühlmitteleitung sowie auf übrige Stutzen an diesen Leitungen ist nach gegenwärtigem Kenntnisstand aufgrund der unterschiedlichen konstruktiven Gegebenheiten nicht zu unterstellen.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche DWR-Anlagen mit Stutzen des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems zur Einspeisung in den kalten Strang der Hauptkühlmitteleitung relevant sein. Die GRS hat im Rahmen eines anderen Vorhabens daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2016/03) erstellt. Darin wird für solche Stutzen die Prüfung auf Eignung der Prüfpraxis sowie ggf. ergänzende Prüfungen bzw. die Anpassung von wiederkehrenden Prüfungen empfohlen.

3.3.4 Lösen eines Brennstabbüdels vom Brennelementkopf in einer SWR-Anlage

Ein Brennelement (BE) sollte mittels einer BE-Lademaschine im BE-Lagerbecken an seine neue Lagerposition verfahren werden. Als das BE etwa 20 cm in die vorgesehene Lagerposition eingefädelt war, löste sich das Brennstabbüdel aufgrund eines Bruchs des Wasserkanals vom BE-Kopf und fiel aus einer Höhe von ca. 4 m in die vorgesehene Lagerposition. Der Abriss des Brennstabbüdels wurde durch die Verringerung der Lastanzeige an der BE-Lademaschine angezeigt, die bis dahin keine Auffälligkeiten aufwies.

Der Bruch des Wasserkanals ist nach Herstellerangaben durch das Zusammenwirken verschiedener Einflussfaktoren zustande gekommen. Dabei kam es zunächst zu einer Vorschädigung des Wasserkastens in Form eines 4 mm langen Risses. Als maßgebende Belastung für den Abriss des Wasserkanals wird das Hineinfallen des BE in den Greifer der BE-Lademaschine bei der Handhabung aufgeführt. Dabei handelt es sich um eine Höhendifferenz von 13,6 mm zwischen Unterkante des BE-Griffes und Oberkante des BE-Greifers (axiales „Spiel“ im Greifer). Aufgrund dieser Höhendifferenz wurde im vorliegenden Fall die der Auslegung zugrunde gelegte Last an der BE-Tragstruktur überschritten. Die dabei auftretenden Belastungen haben letztlich zum Abriss des vorgeschädigten Wasserkanals geführt.

Durch den Bruch des Wasserkanals eines BE und den dadurch verursachten Absturz des Brennstabbüdels in die vorgesehene Lagerposition haben sich nach vorliegendem

Kenntnisstand keine sicherheitstechnisch bedeutsamen Auswirkungen ergeben: Mechanische Schäden am BE-Lagergestell wurden nicht beobachtet. Es wurde kein Aktivitätsanstieg festgestellt.

Im vorliegenden Fall ergaben die Herstelleranalysen, dass die aus dem axialen „Spiel“ des BE-Greifers resultierenden Belastungen auf die BE-Struktur und den Lastanschlagpunkt (BE-Griff) oberhalb der bei der Auslegung berücksichtigten Lasten lagen, d. h. der der Auslegung zugrunde gelegte Lastüberhöhungsfaktor wurde überschritten. Das Einfallen eines BE in den BE-Greifer wurde bei der Auslegung der BE in der betroffenen Anlage nicht untersucht. Das „Greiferspiel“ kann sich auch bei Handhabungen im Bereich des oberen Kerngitters einstellen.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da nach Ansicht der GRS nicht ausgeschlossen werden kann, dass dort die ungünstige Konstruktion des BE-Greifers auch vorhanden ist. Darüber hinaus ist ein zu großes „Spiel“ in der gesamten Lastkette aufgrund anderer Ursachen denkbar. Beides kann bei Handhabungsvorgängen zu unzulässigen, im Rahmen der Auslegung der BE nicht berücksichtigten, Belastungen auf die BE-Struktur bzw. den BE-Griff führen. Die GRS hat im Rahmen eines anderen Vorhabens daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2016/05) erstellt. Darin wird empfohlen, die Lastkette bei BE-Handhabungen auf ein „Spiel“ zu prüfen, die Auswirkungen zu bewerten und ggf. Abhilfemaßnahmen zu ergreifen.

4 Ergebnisse zusätzlicher weiterführender Arbeiten

Über die in Abschnitt 2.1 dargestellten vertieft untersuchten Themen hinaus wurden noch zusätzliche weiterführende Arbeiten im Zusammenhang mit der Auswertung von Betriebserfahrung durchgeführt, die der Ermittlung und Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik dienen und deren Ergebnisse nachfolgend zusammengefasst werden.

4.1 Vorstudie zur Auswertung von Licensee Event Reports (LERs) der U.S. NRC

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Technischen Bericht /BRU 16/ dokumentiert.

Die Zahl meldepflichtiger Ereignisse aus deutschen Kernkraftwerken (KKW) mit Berechtigung zum Leistungsbetrieb ist aufgrund des Ausstiegsbeschlusses aus der Kernenergie im Rahmen der 13. Novelle des AtG rückläufig. Hierdurch wird es zunehmend schwierig, alle potentiell sicherheitsrelevanten Phänomene allein anhand der deutschen Betriebserfahrung zu identifizieren. Folglich ist es zweckmäßig, den Betrachtungsumfang der internationalen Betriebserfahrung über die Auswertung von IRS-Meldungen hinaus auszuweiten. Zur Evaluation weiterer potentieller Quellen von Betriebserfahrung wurde eine Vorstudie zur Auswertung von Licensee Event Reports (LERs) der U.S. NRC durchgeführt. Mittels dieser LERs werden – basierend auf vordefinierten Meldekriterien – Ereignisse in US-amerikanischen Kernkraftwerken in vorab definierter Form gemeldet. Diese Ereignismeldungen sowie ggf. ergänzende Informationen sind öffentlich zugänglich /NRC 15/.

Im Rahmen der Vorstudie wurden insgesamt 289 LERs aus US-amerikanischen Druck- und Siedewasserreaktoren mittels eines zweistufigen Screeningverfahrens systematisch untersucht. Mittels der Untersuchungen sollten folgende Fragen beantwortet werden:

- Welche Systeme und Einrichtungen waren betroffen und wie verteilen sich die Meldungen auf die übergeordneten Bereiche Maschinentechnik (aktiv/passiv), Elektrotechnik und Leittechnik?
- Wie hoch ist der Anteil der Ereignisse, die direkt oder grundsätzlich auf deutsche Anlagen übertragen werden können?

- In welchem Ausmaß werden nicht-technische Aspekte wie Sicherheitsmanagement, Fachkunde usw. behandelt?

Die übergeordnete Aufgabenstellung besteht darin, eine Aussage bezüglich der Verwendbarkeit US-amerikanischer LERs durch die GRS zur Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Betriebserfahrungsauswertung kerntechnischer Anlagen treffen zu können.

Im Rahmen dieser Vorstudie wurde anhand einer im ersten Schritt des Screeningverfahrens getroffenen Auswahl von 100 Licensee Event Reports (LERs) der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S. NRC untersucht. Die GRS kommt zu dem Ergebnis, dass die LERs zum einen hinsichtlich der betroffenen Systeme, Einrichtungen und Komponenten sowie der Ereignisursachen ein sehr weites Spektrum abdecken, das mit dem durch die für deutsche Kernkraftwerke gültigen Meldekriterien erfasstem Spektrum gut übereinstimmt. Die in den USA betriebenen Anlagen sind sowohl hinsichtlich Typ und Leistungsstärke der verwendeten Reaktoren wie auch des Aufbaus des Sicherheitssystems zwar nicht mit den in Deutschland betriebenen Kernkraftwerken identisch, jedoch sehr gut vergleichbar.

Zusammenfassend stellt die GRS fest, dass die Licensee Event Reports (LERs) der U.S. NRC ergänzend zu den gemäß AtSMV meldepflichtigen Ereignissen aus der deutschen Betriebserfahrung sowie den über das IRS-System der IAEA gemeldeten Ereignissen aus der internationalen Betriebserfahrung eine wertvolle Quelle von Betriebserfahrungen aus kerntechnischen Anlagen darstellen. Mit der Auswertung der LERs kann folglich ein Beitrag dazu geleistet werden, die durch die rückläufige Anzahl in Leistungsbetrieb befindlicher Anlagen geringere Betriebserfahrung in Deutschland und den damit verbundenen Kenntnisverlust bezüglich aktueller sicherheitstechnisch relevanter Phänomene auszugleichen.

Folglich plant die GRS, zukünftig im Rahmen des Screenings LERs auszuwerten.

4.2 Aktualisierung der Wissensbasis zu Transienten

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Technischen Bericht /VOS 16/ dokumentiert.

Transienten beschreiben eine kurzfristige Änderung der Leistung eines Kernkraftwerkes. Es kommt dabei zu einem sich dynamisch entwickelndem Ungleichgewicht zwischen der im Reaktorkern freigesetzten und der abgeführten Leistung. So stellen z. B. Reaktor- und Turbinenschnellabschaltungen, aber auch schnelle Leistungsänderungen im Lastfolgebetrieb eine Transiente dar.

Als Hilfsmittel zur Erfassung von Transienten wurde in den 1990er Jahren im Vorhaben SR2205 die Datenbank „TRANS“ erstellt, in der für alle deutschen Kernkraftwerke die Abweichungen vom normalen Leistungsbetrieb, wie Transienten und Abschaltungen, nach Zeitpunkt und Ablauf erfasst werden. Die Datenbank „TRANS“ wurde so strukturiert, dass die in den Kernkraftwerken aufgetretenen Ereignisse anlagenspezifisch mit beschreibenden Parametern (z. B. Ereigniszeiten, Anlagenzustand, Ereignisablauf, betroffene Systeme) erfasst werden können. Als Ereignisse wurden alle Abschaltungen und wesentliche Leistungsreduktionen erfasst. Für die Auswertung der Betriebserfahrung wurden dabei alle deutschen Kernkraftwerke mit Leistungsreaktoren berücksichtigt. Diese Wissensbasis zu Transienten dient neben der Erfassung auch zur Berechnung der Eintrittshäufigkeiten von Störfällen mit Transienten (z. B. Ausfall der Hauptwärmesenke oder Notstromfall) als auch zur Auswertung der Betriebserfahrung hinsichtlich unterschiedlicher Aspekte (z. B. Störungen der Haupt- und Nebenkühlwasserversorgung oder der Netzanbindungen).

Der bisherige Datenbestand umfasste die Betriebserfahrung ab Übergabedatum der jeweiligen Anlage bis 2008 bzw. 2010 mit ca. 5400 Ereignisdatensätzen, die aus meldepflichtigen Ereignissen und Vorkommnissen unterhalb der Meldeschwelle stammen. Die Recherche in der Wissensbasis zu Transienten ermöglicht somit eine umfassende Basis für die Bewertung von Transienten, war jedoch noch nicht um neuere Ereignisse ergänzt worden. Für Eingaben und Abfragen in der Datenbank wurde 1997 eine Datenbankanwendung mit der Anwendungsentwicklung FORMS der Fa. Oracle erstellt. Diese Datenbankanwendung erfüllt nicht die Anforderungen eines modernen EDV-Systems und soll zur Sicherstellung der zukünftigen Verwendbarkeit der Wissensbasis zu Transienten und zur Erhöhung des Bedienkomforts, z. B. bei der Erstellung von Auswertungen, erneuert werden. Im aktuellen Vorhaben fanden somit eine Fortführung des Datenbestandes sowie auch eine Ausarbeitung und erste Erprobung eines Konzeptes zur Aktualisierung der Datenbankanwendung statt.

Es erfolgte eine Aktualisierung der Datensätze um die fehlenden Einträge bis zum Jahresende 2014. Wie bei den bisherigen Aktualisierungen wurden die Monats- und Jahresberichte der Betreiber an die RSK als Hauptquelle und die Zeitschriften „atw“, „VGB-Kraftwerkstechnik“ und „Atom und Strom“ als ergänzende Quellen genutzt. Die bereits in der Datenbank vorhandene Datenmenge deckte alle Anlagen vollständig bis zum Jahr 2008 und einen Teil der Anlagen bis 2010 ab. Durch die neuen Einträge werden nun alle deutschen Leistungsreaktoren mit durchgehender und unterbrochener Genehmigung zum Leistungsbetrieb in dem Zeitraum bis 2014 erfasst. Anlagen, die im Betrachtungszeitraum mit der Atomgesetznovelle im Jahr 2011 die Berechtigung zum Leistungsbetrieb verloren haben, wurden somit abschließend in die Datenbank aufgenommen. Die entsprechenden DWR- und SWR-Anlagen sind nun über ihren gesamten Betriebszeitraum in der TRANS-Datenbank erfasst. Für den Zeitraum bis zum Jahresende 2014 wurden ca. 500 neue Datensätze eingepflegt.

Um die Datenbank auch in Zukunft zuverlässig nutzen zu können, wurde ein Konzept für die Überarbeitung der Datenbankanwendung entwickelt und mit einer ersten Erprobung des umgesetzten Konzeptes begonnen. Die bisherige, veraltete Datenbankanwendung in der Sprache FORMS wurde dabei durch eine webbasierte Anwendung ersetzt. Hierfür wurde die durch die Firma Oracle entwickelte Sprache APEX verwendet, welche die Programmierung einer mit dem EDV-System der GRS kompatiblen, webbasierten Datenbankanwendung ermöglichte. Durch den Umstieg auf eine webbasierte Datenbankanwendung soll eine hohe Kompatibilität mit aktuellen und zukünftigen Systemen erreicht werden. Die wesentlichen Funktionen der alten Anwendung wurden in die neue Anwendung integriert. Im Wesentlichen haben Anpassungen an die aktuelle GRS-Softwarestruktur stattgefunden. Des Weiteren wurden die Such- und Abfragemöglichkeiten verbessert, wie z. B. über die Mehrfachauswahl von Kraftwerken und Kriterien. An der eigentlichen Datenbankstruktur wurden lediglich geringfügige Änderungen, wie z. B. die Erweiterung von Text- und Zahlenformaten, durchgeführt.

Durch das Aktualisieren des Datenbestands und der Umstellung der Datenbankanwendung auf den aktuellen technischen Stand sind Maßnahmen getroffen worden, die auch zukünftig eine Nutzung der Transienten-Datenbank ermöglichen. Damit werden zukünftig Auswertungen zur Eintrittshäufigkeit von Transienten unterstützt. Die neue Anwendung ermöglicht zudem auch eine schnellere Abfrage der Datenbankinhalte.

4.3 Erweiterung der GVA-Checkliste um GVA-Phänomene an Armaturen und großen maschinentechnischen Komponenten (Pumpen, Notstromdiesel, Lüfter, Wärmetauscher und Kältemaschinen)

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Technischen Bericht /BUC 16/ dokumentiert.

Ereignisse mit gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) können die Verfügbarkeit von Sicherheitssystemen in Kernkraftwerken signifikant beeinträchtigen. Deshalb wird bei der Analyse meldepflichtiger Ereignisse nicht nur ein besonderes Augenmerk darauf gelegt, ob ein GVA vorliegt, sondern auch, ob Hinweise auf Phänomene zu erkennen sind, die unter ungünstigen Umständen zu GVA führen können, wenn sie nicht rechtzeitig entdeckt und beseitigt werden. In Deutschland melden die jeweiligen Betreiber GVA und potentielle GVA gemäß der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) als meldepflichtiges Ereignis mit Hinweis auf systematische Fehler.

Wenn ein Hinweis auf einen GVA oder einen potentiellen GVA festgestellt wird, sollen Maßnahmen ergriffen werden, die eine Wiederholung dieses Ereignisses verhindern. Hierbei handelt es sich jedoch meist nur um spezifische Einzelmaßnahmen gegen das aktuell aufgetretene GVA-Phänomen. Aus generischen Auswertungen aller in der Betriebserfahrung aufgetretenen GVA-Phänomene können sich aber darüber hinausreichende Erkenntnisse ergeben, indem z. B. Schwachstellen, durch die es in gleicher oder ähnlicher Weise wiederholt zu GVA-Ereignissen kommt, identifiziert werden. Eine solche „generische“ Schwachstelle kann z. B. eine Lücke in Qualitätssicherungsprogrammen sein, die darin besteht, dass Spezifikationen in Wartungsvorschriften von verschiedenen Komponenten hinsichtlich einzelner, an unterschiedlichen Stellen eingesetzter Bauteile, wie etwa Schrauben, nicht detailliert genug sind, so dass wiederholt vergleichbare systematische Fehler beobachtet wurden.

Im Vorhaben 3608R02609 wurde damit begonnen, eine erste kategorisierte und ganzheitliche Übersicht über bisher beobachtete GVA-Phänomene zusammenzustellen, gegen die Vorsorge zu treffen ist. Die in diesem Vorhaben entwickelte GVA-Checkliste beinhaltet neben einer Kurzbeschreibung des Ereignisses im Hinblick auf das beobachtete GVA-Phänomen eine Klassifizierung des Phänomens nach den Klassifizierungskategorien „betroffene Komponentenart“, „betroffenes System“, „Betriebsmittelklassifizierung“, „fehlerauslösender Tätigkeitsbereich“ und „fehlercharakterisierende Merkmale“. Im Rahmen des Vorhabens 3608R02609 wurde in die Checkliste die Betriebserfahrung von 13

deutschen Kernkraftwerken (DWR und SWR Baulinie 72) bezüglich GVA-Phänomenen an aktiven verfahrenstechnischen Komponenten sowie an elektro- und leittechnischen Komponenten, die bis zum Jahre 2002 aufgetreten waren, eingepflegt. In den ergänzenden Arbeiten im Rahmen des BMUB-Vorhabens 3612R01320 wurde die Checkliste um GVA-Phänomene an leittechnischen Einrichtungen und elektrotechnischen Einrichtungen mit Leistungsschaltern erweitert, die im Zeitraum 2003 bis 2012 aufgetreten waren.

Im Rahmen des Vorhabens 3615R01341 wurde nun in einem weiteren Schritt die GVA-Checkliste durch eine systematische Aufbereitung und Verschlüsselung der in der GVA-Datenbank der GRS erfassten Ereignisse an denjenigen Komponentenarten erweitert, bei denen der Anteil an systematischen Fehlern am höchsten ist. Dies ist bei den maschinentechnischen Komponenten, wie z. B. Armaturen, Pumpen, Notstromdiesel, Lüfter, Wärmetauscher und Kältemaschinen der Fall. Die Anzahl der Ereignisse mit systematischen Fehlern an maschinentechnischen Komponenten umfasst mehr als die Hälfte aller insgesamt in der GVA-Datenbank für den Zeitraum 2003 bis 2012 aufgeführten Ereignisse.

Die Arbeiten der Kategorisierung von GVA dienen dem Wissenserhalt über in der Vergangenheit aufgetretene GVA-Phänomene und können als Grundlage für den internationalen Erfahrungsaustausch genutzt werden. Zudem sollen die Ergebnisse dieser Auswertungen zur Unterstützung der fortlaufenden Bewertungen aktueller meldepflichtiger Ereignisse und zur Unterstützung bei zukünftigen Stellungnahmen der GRS auf Anfragen des BMUB genutzt werden.

Die im Vorhaben 3608R02609 erstellte GVA-Checkliste dient dem Wissenserhalt und der systematischen Überprüfung der in deutschen Kernkraftwerken vorhandenen Vorsorgemaßnahmen gegen in der Vergangenheit aufgetretene GVA-Phänomene. Die Checkliste umfasste bisher GVA-Phänomene an aktiven verfahrenstechnischen, elektro- und leittechnischen Komponenten, die vor 2002 in den zum Zeitpunkt der Berichterstellung in Betrieb befindlichen DWR- und SWR-72-Anlagen aufgetreten sind, und GVA-Phänomene an leittechnischen Einrichtungen und elektrotechnischen Einrichtungen mit Leistungsschaltern aus den Jahren 2003 bis 2012 von allen zum Zeitpunkt der Berichterstellung in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerken. Die Checkliste wurde nun um GVA-Phänomene an Armaturen und großen maschinentechnischen Komponenten (Pumpen, Notstromdiesel, Lüfter, Wärmetauscher und Kältemaschinen) erweitert. Berücksichtigt wurde die in der Datenbank WISBAS/GVA enthaltene Betriebserfahrung für den Zeitraum von 2003 bis 2012.

Analog zur Vorgehensweise im Vorhaben 3608R02609 wurde für jedes erfasste Ereignis ein Kurztext verfasst, der die aufgetretenen Fehlermechanismen, ihre Ursachen und Auswirkungen beinhaltet. Ebenso wurde das im Vorhaben 3608R02609 entwickelte mehrstufige Klassifizierungsschema auf die neuen Phänomene angewendet und punktuell weiterentwickelt. Das Schema beinhaltet die Kategorien Komponentenart, Betriebsmittelklassifizierung, System und fehlerauslösender Tätigkeitsbereich und erlaubt es, die Ereignisse nach verschiedenen Gesichtspunkten zu selektieren und zu sortieren.

Außerdem wurde ein Konzept entwickelt, wie die GVA-Checkliste aus der Benutzeroberfläche der Datenbank VERA direkt aufgerufen werden kann.

Mit der jetzt durchgeführten Erweiterung der GVA-Checkliste konnte die GVA-Checkliste weiter vervollständigt werden. Die in der Datenbank WISBAS/GVA aus dem Zeitraum von 1965 bis 2012 erfasste deutsche Betriebserfahrung zu GVA-Phänomenen an aktiven verfahrenstechnischen sowie an elektro- und leittechnischen Komponenten ist jetzt zu etwa Zweidrittel für die GVA-Checkliste aufbereitet worden und soll in den nächsten Jahren schrittweise vervollständigt werden.

4.4 Generische Analyse von Ereignissen mit Fehlern bei wiederkehrenden Prüfungen

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Technischen Bericht /MUE 16/ dokumentiert.

Es wurde eine generische Analyse von Ereignissen in deutschen Kernkraftwerken mit Fehlern bei wiederkehrenden Prüfungen (WKP) der letzten zehn Jahre durchgeführt. Dabei wurde der Schwerpunkt der Analyse auf solche Ereignisse gelegt, deren Ursachen nicht rein technischer Natur oder bei reinen Bedienfehlern (Human Factors) lagen, sondern eher im Bereich von Organisation, Dokumentation etc. zu finden waren. Ziel war es, Ursachen aus diesem Bereich zu identifizieren und die von den betroffenen Anlagen vorgenommenen Gegenmaßnahmen generisch zu bewerten.

Es wurden entsprechende Ereignisse der Jahre 2005 bis 2015 in deutschen KKW's untersucht. Dabei kann grob unterschieden werden zwischen Ursachen, die im unmittelbaren Zusammenhang mit der durchgeführten WKP standen, Ursachen, die auf eine vorangegangene Maßnahme zurückzuführen waren, und allgemeinen organisatorischen Mängeln.

Das ingenieurtechnische Screening ergab neben vereinzelt anderen Ursachen vor allem eine Häufung von Fehlern, die zumindest teilweise in Prüf- und Wartungsanweisungen bzw. anderen verwendeten Dokumenten begründet sind. Bei den betroffenen Unterlagen handelte es sich entweder um die Prüfanweisungen für die WKP selbst oder sonstige Dokumente, die während den WKP oder bei vorausgegangenen Instandhaltungs- und anderen Maßnahmen verwendet wurden.

Auffällig ist, dass einige WKP und Instandhaltungsmaßnahmen zuvor teilweise seit vielen Jahren fehlerfrei durchgeführt wurden, obwohl die organisatorischen Mängel oder Fehler in den entsprechenden Anweisungen bereits vorlagen. Dies ist nur durch die Fachkunde und die häufig bereits bis in die Inbetriebsetzungsphase zurückreichende Erfahrung des durchführenden verantwortlichen und sonstigen Personals zu erklären, das bewusst oder unbewusst vorhandene Mängel oder Fehler in den Dokumenten kompensiert. Der in den Anlagen immer noch anhaltende Generationenwechsel kann dazu führen, dass zunehmend neue Personen diese Aufgaben übernehmen und daher die Fehler in den Anweisungen nicht mehr durch die Erfahrung der Durchführenden in diesem Maße kompensiert werden können.

In den in dieser Analyse betrachteten Ereignissen wurden in allen Fällen geeignete Gegenmaßnahmen ergriffen, nachdem die organisatorischen Mängel durch das Eintreten von Ereignissen erkannt wurden. Aufgrund des noch immer andauernden Generationenwechsels in den Anlagen ist aber mit keiner Abnahme, sondern eher mit einer Zunahme solcher Ereignisse zu rechnen. Diesem Effekt kann entgegen gewirkt werden, wenn das Personal dazu angehalten wird, bekannte oder bei der Durchführung von Maßnahmen neu erkannte Fehler konsequent weiter zu melden (und nicht nur zu vermeiden), damit die verwendeten Dokumente kontinuierlich verbessert werden. Hierdurch wird auch weniger erfahrenes Personal, das im besonderen Maße auf korrekte und eindeutige Unterlagen angewiesen ist, in die Lage versetzt, die WKP und Instandhaltungsmaßnahmen fehlerfrei durchzuführen. Eventuell ist es darüber hinaus sinnvoll, die Dokumente gezielt auf Mängel zu untersuchen, indem beispielsweise das erfahrene durchführende Personal nach bekannten Mängeln oder Fehlern befragt wird.

4.5 Erfahrungen über Fehler beim Bau und Betrieb von kerntechnischen Betonbauwerken

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Technischen Bericht /SUC 16/ dokumentiert.

Beton ist ein Baustoff, der als ein Gemisch aus Bindemittel und Gesteinskörnung hergestellt wird. Als Bindemittel kommt in der Regel Zement zum Einsatz. Zugabewasser führt dazu, dass das Bindemittel chemisch reagiert, dabei erhärtet und ein festes, disperses Baustoffgemisch entsteht. Das Wasser wird bei diesem Prozess zum größten Teil chemisch gebunden. Beton kann außerdem Betonzusatzstoffe und Betonzusatzmittel enthalten, die die Eigenschaften des Baustoffs gezielt beeinflussen. Beton wird in modernen Anwendungen oft nicht allein, sondern als Hauptbestandteil eines Verbundwerkstoffs eingesetzt. In Verbindung mit Betonstahl oder Spannstahl werden Stahlbeton bzw. Spannbeton hergestellt.

Da Beton ein komplexer Baustoff ist, liegt die Aufmerksamkeit bei seiner Herstellung, Einbau und Nachbehandlung auf einer qualifizierten Ausführung und Kontrolle.

Beton weist zudem zeitabhängige Eigenschaften auf, die in Abhängigkeit von der genauen Zusammensetzung mehr oder weniger stark ausgeprägt sein können. Beim Schwinden z. B. verringert sich das Volumen eines Bauteils durch Austrocknung und durch chemische Vorgänge. Diese Alterungseffekte erfordern ein qualitätsgesichertes Alterungsmanagement des Betons.

Schäden an Betonbauwerken treten aufgrund der Beanspruchungen sowohl aus der Umwelt als auch aus Fehlern in der Verarbeitung des Baustoffs auf. Beton wird in unterschiedlicher Qualität hergestellt und für die verschiedensten Aufgaben eingesetzt. Die vielseitigen Einsatzmöglichkeiten, die dieser Baustoff bietet, sowie der Umstand, dass er in seiner endgültigen Form meist erst auf der Baustelle hergestellt wird, führen nicht selten zu Ausführungs- oder Planungsfehlern.

Die Erfahrung der letzten Jahrzehnte hat gezeigt, dass Betonkonstruktionen sachgemäß zu unterhalten sind und dass kleinere Schäden, wenn man sie nicht umgehend saniert und die Schadensursachen nicht beseitigt, sich relativ schnell zu größeren Schäden ausweiten können.

Die betrachteten Erfahrungen im Zusammenhang mit Betonbauwerken, die sowohl während des Baus einzelner kerntechnischer Anlagen als auch während des Betriebs von Kernkraftwerken auftraten, zeigen zum einen, wie wichtig die Erfüllung der spezifischen kerntechnischen Anforderungen an die Qualitätskontrollen bei der Betonherstellung und den Betonierungsarbeiten sind. Zum anderen machen sie deutlich, dass Vorsorgemaßnahmen zur Sicherstellung der Qualität und ein qualitätsgesichertes Alterungsmanagement der Betonstrukturen erforderlich sind.

Die Erfahrungen aus der Neubauphase ausländischer Kernkraftwerke und einer Anlage zur Herstellung von Mischoxid-Brennelementen zeigen beispielsweise, wie wichtig es zur Fehlervermeidung ist, dass spezifische kerntechnische Anforderungen allen Beteiligten (Betreiber, Bauunternehmer, Betonhersteller, Unterauftragnehmer) bekannt sind.

Die betrachteten Ereignisse beim Betrieb von Betonbauten ausländischer Kernkraftwerke betreffen sowohl Stahlbeton allgemein als auch Spannbeton, der besonderen Alterungseffekten ausgesetzt ist. Aus diesen Ereignissen ergeben sich keine direkten sicherheitstechnischen Erkenntnisse für deutsche Kernkraftwerke. Grundsätzlich kann die Betrachtung entsprechender Betriebserfahrung aber nützlich sein, um z. B. bei der Optimierung des Alterungsmanagements berücksichtigt zu werden.

Die durchgeführte Recherche zu den vorhandenen Methoden der zerstörungsfreien Prüfungen ergab, dass derzeit keine Messmethode zur Verfügung steht, die für sich alleine die Qualität von Betonbauten hinreichend bestätigen kann. Daher sind verschiedene Methoden der zerstörungsfreien Prüfungen anzuwenden, um die notwendige Aussagesicherheit über den Qualitätszustand zu erreichen.

4.6 Bewertung von Precursor-Analyseergebnissen

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Technischen Bericht /SUC 16/ dokumentiert.

Als Precursor (englisch für „Vorläufer, Vorbote“) werden in der Reaktorsicherheit Ereignisse in Kernkraftwerken bezeichnet, die – durch eine Beeinträchtigung der Funktion sicherheitsrelevanter Einrichtungen, durch eine betriebliche Störung oder durch einen Störfall – die Wahrscheinlichkeit für einen Schaden am Reaktorkern bzw. an den Brennelementen vorübergehend erhöhen. Precursor-Analysen berechnen diese durch ein vorliegendes Ereignis bedingte Wahrscheinlichkeit und liefern damit ein Maß für dessen

sicherheitstechnische Bedeutung. Ziel dieser Analysen ist es, auf der Grundlage einer einheitlichen Methodik die Einschätzung der sicherheitstechnischen Bedeutung von Ereignissen um einen quantitativen Maßstab zu ergänzen, eventuell vorhandene Schwachstellen zu erkennen und zu bewerten und daraus Anregungen für sicherheitstechnische Verbesserungen abzuleiten.

Zur systematischen Anwendung von Precursor-Analysen auf meldepflichtige Ereignisse wurde von der GRS in den 1990er-Jahren eine Methodik vorgestellt /GRS 97/ und nachfolgend weiter entwickelt, deren aktuelle Beschreibung im Bericht /GRS 14/ enthalten ist. Diese Vorgehensweise zur Precursor-Analyse wurde von der GRS erstmals für die meldepflichtigen Ereignisse der Jahre 1993 und 1994 angewandt /GRS 97/. Beginnend mit den Ereignissen aus dem Jahr 1997 werden seither alle meldepflichtigen Ereignisse mit dieser Methodik bewertet.

Aus einer Precursor-Analyse ergibt sich die bedingte Wahrscheinlichkeit für Schadenszustände mit einer Gefährdung der Kernkühlung. Gegebenenfalls kann zusätzlich die bedingte Wahrscheinlichkeit für Kernschadenszustände ermittelt werden. Gemessen wird damit der noch verbleibende Abstand zu einer Gefährdung der Kernkühlung bzw. zu einem Kernschaden, der für das aufgetretene Ereignis als Maßstab für seine sicherheitstechnische Bedeutung verwendet werden kann.

PSA und Precursor-Analysen verwenden zwar gleiche methodische Ansätze, sind aber unterschiedliche Analysen mit unterschiedlicher Zielsetzung. Daher lassen sich die Ergebnisse nicht miteinander vergleichen oder ineinander umrechnen. Das Precursor-Ergebnis eines Ereignisses als Indikator für seine sicherheitstechnische Bedeutung bezieht sich immer auf die Dauer des Ereignisses, nicht auf einen festgelegten Zeitraum, wie dies z. B. für das in einer PSA berechnete Risiko der Fall ist.

Ein Vergleich der Absolutwerte von Precursor-Ergebnissen für verschiedene Anlagen (bzw. PSA) wäre nur insoweit belastbar, wie auch die Ergebnisse der verschiedenen PSA untereinander vergleichbar sind. Im Rahmen der Precursor-Analysen der GRS ist eine Vergleichbarkeit in der Regel allein schon deswegen nicht gegeben, da häufig keine anlagenspezifischen PSA-Modelle auf vergleichbarem Entwicklungsstand zur Verfügung stehen.

Für die Einordnung des Ergebnisses einer Precursor-Analyse als „Precursor“ oder „signifikanten Precursor“ gibt es keine methodisch fundierte Herleitung. Eine entsprechende

ingenieurtechnische Festlegung ermöglicht aber hinsichtlich der abzuleitenden Aktivitäten eine Gruppierung der Ereignisse.

5 Zusammenfassung

Die kontinuierliche Auswertung der Betriebserfahrung im Rahmen des ingenieurtechnischen Screenings führte zur Erkennung verschiedener sicherheitsrelevanter Aspekte, bezüglich derer ereignis- bzw. anlagenübergreifende vertiefte Untersuchungen durchgeführt wurden. Thematische Schwerpunkte waren Anlagen- und Systemtechnik, E- und Leittechnik sowie Komponentenintegrität. In vielen Fällen waren aber auch Aspekte weiterer Fachgebiete betroffen, zudem waren in verschiedenen Fällen menschliche oder organisatorische Einflussfaktoren mitwirkend. Bei Bedarf wurden basierend auf den hier gewonnenen Erkenntnissen entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung und der Übertragbarkeit auf andere Anlagen von der GRS im Rahmen eines anderen Vorhabens Weiterleitungsnachrichten mit diesbezüglichen Empfehlungen erstellt.

Zu einzelnen Themen, die sich im Zusammenhang mit der Auswertung von Betriebserfahrung ergaben, wurden zusätzliche weiterführende Arbeiten durchgeführt, die der Ermittlung und Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik dienen. Eine Vorstudie zur Auswertung von Licensee Event Reports der U.S. NRC zeigte, dass diese eine wertvolle Quelle von Betriebserfahrungen aus kerntechnischen Anlagen darstellen. Eine generische Analyse von Ereignissen mit Fehlern bei wiederkehrenden Prüfungen ergab unter anderem, dass bei einer Reihe von Ereignissen die Ursachen bei vorausgegangenen anderweitigen Maßnahmen, z. B. Instandhaltungsmaßnahmen, zu finden waren. Die Betrachtung von Erfahrungen über Fehler beim Bau und Betrieb von kerntechnischen Betonbauwerken führte zu keinen direkten sicherheitstechnischen Erkenntnissen für deutsche Kernkraftwerke. Grundsätzlich kann die Betrachtung entsprechender Betriebserfahrung aber nützlich sein, um z. B. bei der Optimierung des Alterungsmanagements berücksichtigt zu werden. Weitere Arbeiten waren eine Aktualisierung der Wissensbasis zu Transienten, eine Erweiterung der GVA-Checkliste um GVA-Phänomene an Armaturen und großen maschinentechnischen Komponenten sowie eine die Bewertung von Precursor-Analyseergebnissen betreffende Untersuchung.

Durch die Auswertungen und Untersuchungen nationaler und internationaler Vorkommnisse sowie durch die zugehörige GRS-interne Dokumentation und Datenbankerfassung wurde insgesamt die Wissensbasis der GRS zu sicherheitstechnisch relevanten Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung erweitert.

Literaturverzeichnis

- /BAB 15/ S. Babst, G. Gänßmantel, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Precursor-Analysen: Probabilistische Bewertung von gemeldeten Ereignissen des Jahres 2010, GRS-A-3723, Mai 2015
- /BRU 16/ B. Brück, V. Campo, M. Foldenauer, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Vorstudie zur Auswertung von Licensee Event Reports (LERs) der U.S. NRC, Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 3615R01341, Januar 2016
- /BUC 16/ M. Buchholz, A. Kreuser, N. Wetzel, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Erweiterung der GVA-Checkliste um GVAPhänomene an Armaturen und großen maschinentechnischen Komponenten (Pumpen, Notstromdiesel, Lüfter, Wärmetauscher und Kältemaschinen), Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 3615R01341, Mai 2016
- /GRS 97/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Precursor-Analysen: Probabilistische Bewertung von meldepflichtigen Ereignissen des Jahres 1993, GRS-A-2507, Oktober 1997
- /GRS 14/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Methoden zur probabilistischen Bewertung von betrieblichen Ereignissen (Precursor-Analysen), GRS-A-3686 (Teil III), Januar 2014
- /IAEA 06/ IAEA Safety Guide NS-G-2.11 „System for the Feedback of Experience from Events in Nuclear Installations“, Juli 2009
- /MIL 16/ O. Mildenerger, R. Stück, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Bewertung von Precursor-Analyseergebnissen, Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 3615R01341, Dezember 2016
- /MUE 16/ C. Müller, J. Forner, D. Sommer, C. Verstegen, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Generische Analyse von Ereignissen mit Fehlern bei wiederkehrenden Prüfungen, Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 3615R01341, Mai 2016

- /NRC 15/ U.S. NRC, Licensee Event Report Search (LERSearch), <https://ler-search.inl.gov/LERSearchResults.aspx>
- /SUC 16/ D. Suchard, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Erfahrungen über Fehler beim Bau und Betrieb von kerntechnischen Betonbauwerken, Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 3615R01341, Juli 2016
- /VOS 16/ D. Voß, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Aktualisierung der Wissensbasis zu Transienten, Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 3615R01341, Mai 2016

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Informationsfluss bei der Auswertung nationaler und internationaler Betriebserfahrung	6
Abb. 2.2	Überblick zur Auswertung von Betriebserfahrung (die grau hinterlegten Arbeiten sind nicht Gegenstand des Vorhabens 3615R01341).....	8
Abb. 2.3	Schematische Darstellung des Ereignisses: Beim Überfahren des Schleusentisches mit einem Teil des TLB außerhalb der Stützenpositionen werden an den gegenüberliegenden Stützen Zugkräfte aufgebracht. Durch das Versagen der Stützenbefestigungen auf dieser Seite konnte der Schleusentisch soweit kippen, dass sich ein nicht überfahrbarer Versatz zwischen Schleusentisch und Klappbrücke bildete.....	10

**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

ISBN 978-3-946607-41-0