

**Vertiefte Untersuchungen
von Betriebserfahrungen
aus Kernreaktoren**

**Jahresbericht 2019 – 2021
(Oktober 2019 – März 2021)**



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH

Vertiefte Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren

**Jahresbericht 2019 – 2021
(Oktober 2019 – März 2021)**

Zusammengestellt von:

**Oliver Mildenberger
Dennis Finck
Moritz Leberecht**

April 2021

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) unter dem Förderkennzeichen 4718R01321 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMU übereinstimmen.

**GRS - 639
ISBN 978-3-949088-28-5**

Deskriptoren

Betriebserfahrung, Kernkraftwerke, meldepflichtige Ereignisse, Übertragbarkeit

Kurzfassung

Die kontinuierliche Auswertung von Ereignissen in den Kernkraftwerken des In- und Auslands im Auftrag des BMU 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 BMU.

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.

Auch die Ergebnisse der Precursor-Analysen und der generischen Auswertung von Rückflüssen zu Weiterleitungsnachrichten werden dargestellt.

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.

Abstract

A central task of GRS is the continuous evaluation of events in nuclear power plants in Germany and abroad on behalf of BMU. 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 BMU.

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.

Also, the results of precursor analyses and the generic evaluation of the feedback on information notices are described.

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

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract	III
1	Einleitung	1
2	Vorgehensweise zur Auswertung von Betriebserfahrung.....	3
2.1	Hintergrund.....	3
2.2	Ziele.....	5
2.3	Informationsfluss und Quellen.....	5
2.4	Vorgehen.....	6
3	Ergebnisse der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung.....	11
3.1	Anlagen- und Systemtechnik	11
3.1.1	Schäden an Federn in den Winkelflanschstützen der Einspritzpumpen von Notstromdieselmotoren	11
3.1.2	Schädigung der Halte- und Tragekonstruktion (Festlager) des Speisewasserbehälters.....	12
3.2	Elektro- und Leittechnik	13
3.2.1	Automatische Startanregung eines Notstromdiesels während eines Brennelementwechsels in einer DWR-Anlage nicht verfügbar	13
3.2.2	Nicht erfolgte automatische Zuschaltung von Gleichrichtern in einer Redundanz in einer DWR-Anlage	14
3.3	Komponentenintegrität.....	15
3.3.1	Anzeigen bei Wirbelstromüberprüfungen von Dampferzeugerheizrohren in einer DWR-Anlage	15
3.3.2	Schäden an Laufrädern des Reaktorrundlaufkrans in zwei DWR- Anlagen	17
3.4	IT-Sicherheit	18
3.4.1	IT-Angriffe auf kritische Infrastrukturen im Zusammenhang mit der Schadsoftware Triton/TriSIS	18
3.5	Mensch-Technik-Organisation	20

3.5.1	Einsatz falscher Plombierungsschrauben am Sekundärdeckel eines CASTOR-Transport- und Lagerbehälters in einer DWR-Anlage.....	20
3.5.2	Unbeabsichtigte manuelle Abschaltung von Detektorflächen in Personenendmonitoren in einer deutschen SWR-Anlage	21
4	Ergebnisse der Precursor-Analysen	23
4.1	Einleitung.....	23
4.2	Vorauswahl von Ereignissen.....	24
4.3	Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen	26
4.4	Probabilistisch nicht bewertete Ereignisse	28
4.5	Untersuchungen hinsichtlich der Weiterentwicklung von Methoden für die Precursor-Analyse	28
4.6	Zusammenfassung	28
5	Ergebnisse der generischen Auswertung von Rückflüssen zu Weiterleitungsnachrichten	31
6	Ergebnisse zusätzlicher weiterführender Arbeiten	33
6.1	Ereignisse im Zusammenhang mit Klappen in wasserführenden Systemen mit sicherheitstechnischer Bedeutung.....	33
6.2	Wasserspaltverteilungen anhand eines konsistenten Spaltwürfelverfahrens	34
6.3	Probabilistische Bewertungen für die verschiedenen Phasen des Nachbetriebs	35
6.4	Tsunamis in der Nord- und Ostsee	38
6.5	Umgang mit der Corona-Pandemie in deutschen Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren.....	39
6.6	Alterungsverhalten der Isolatorwerkstoffe VPE und SIR	40
6.7	Vorstudie zur Nutzung von Künstlichen Intelligenzen im Zusammenhang mit Einwirkungen von außen	41
7	Zusammenfassung	45

Literaturverzeichnis.....	49
Abbildungsverzeichnis.....	51
Tabellenverzeichnis.....	53

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 Vorhabens 4718R01311 „Vertiefte Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren“ 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 und nukleare Sicherheit (BMU) 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 sich in Betrieb, im Nachbetrieb oder in Stilllegung 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 innerhalb des Vorhabens 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 sowie
- den Austausch von Betriebserfahrung im Rahmen internationaler Projekte und Arbeitsgruppen.

In diesem Bericht werden nach einer allgemeinen Darstellung der Vorgehensweise zur Auswertung von Betriebserfahrung (Kapitel 2) für den Zeitraum Oktober 2019 bis März 2021 wichtige Ergebnisse der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung (Kapitel 3), der Precursor-Analysen (Kapitel 4), der generischen Auswertung von Rückflüssen zu Weiterleitungsnachrichten (Kapitel 5) sowie zusätzlicher weiterführender Arbeiten (Kapitel 6) vorgestellt.

2 Vorgehensweise zur Auswertung von Betriebserfahrung

2.1 Hintergrund

Die Auswertung von Betriebserfahrung von Kernkraftwerken ist ein international anerkanntes und durchgeführtes 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 hinsichtlich des Erfahrungsrückflusses aus der Auswertung von Ereignissen bietet der Specific Safety Guide SSG-50 der IAEA „Operating Experience Feedback for Nuclear Installations“ /IAEA 18/, 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 18/ folgende Schwerpunkte durch die Aufsichtsbehörden und beteiligte Organisationen abgedeckt werden:

- Sichtung der gemeldeten nationalen und internationalen Ereignisse mit sicherheitstechnischer Bedeutung bzw. der Precursor-Ereignisse (Ereignisse, bei denen die Eintrittswahrscheinlichkeit für einen Kernschaden erhöht war); Untersuchung und Bewertung dieser Ereignisse hinsichtlich anlagenübergreifender Relevanz und Priorität der weiteren Analyse,
- unabhängige Untersuchungen und Detailanalysen zu sicherheitsrelevanten nationalen und internationalen Ereignissen und die Erarbeitung von Verbesserungsmaßnahmen aufgrund der erarbeiteten Untersuchungsergebnisse,
- systematische Verfolgung sicherheitsrelevanter Ereignismerkmale,
- Verfolgung der Durchführung von Verbesserungsmaßnahmen,
- kontinuierliche Aktualisierung der Programme zur Verfolgung und Verbesserung der Auswertung von Betriebserfahrung zur Erhöhung der kerntechnischen Sicherheit,
- Verbreitung und Austausch von Ergebnissen, auch unter Nutzung internationaler Systeme sowie

- Bereitstellung eines Systems zur Archivierung, Abrufung und Dokumentation der zur Auswertung von Betriebserfahrung zugehörigen Daten.

Diese in /IAEA 18/ geforderten Schwerpunkte werden im Rahmen des diesem Bericht zugrunde liegenden Vorhabens wie folgt umgesetzt:

Der Auswahlprozess der Ereignisse (Screening) dient dazu, 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.

Precursor-Analysen bewerten gemeldete Ereignisse hinsichtlich ihres probabilistischen Beitrags zur Häufigkeit von auslegungüberschreitenden Ereignisabläufen. Im Rahmen des Vorhabens werden solche Precursor-Ereignisse identifiziert und analysiert. Durch die Weiterentwicklung der Precursor-Analysemethoden wird der Stand von Wissenschaft und Technik weiterentwickelt.

Für ausgewählte sicherheitsrelevante Ereignisse werden weitergehende detaillierte Untersuchungen mit dem Ziel durchgeführt, die Ursachen für das zu untersuchende Ereignis zu klären.

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.

Durch die Teilnahme an internationalen Systemen und Gremien zum Austausch von Betriebserfahrung wird eine Vielzahl von Ereignissen, weiterer Betriebserfahrung und bereits getroffener Abhilfemaßnahmen über die nationale Betriebserfahrung hinaus berücksichtigt. Hierdurch werden Wissens- und Datenbasis zur Auswertung und Nutzung von Betriebserfahrung erhöht. Die Nutzung internationaler Systeme ermöglicht zudem das Pflegen internationaler Kontakte, um auch zukünftig einen breit gefächerten Erfahrungsaustausch zu gewährleisten und sicherheitstechnische Erkenntnisse frühzeitig zu gewinnen.

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 und zu dokumentieren,
- 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 BMU bei der Wahrnehmung seiner bundesaufsichtlichen Aufgaben dienen.

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,
- Licensee Event Reports (LERs) der U.S. NRC (auf Basis eines Screenings der Kurzfassungen neu gemeldeter LERs),
- 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. 2.1 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 Leittechnik und Komponentenintegrität auch Fachgebiete wie Human Factors und

Managementsysteme abdeckt. Eine zentrale Frage bei diesen Untersuchungen ist die Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke.

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 hinzugezogen.

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. Zum Teil erfolgen solche weiterführenden Arbeiten, z. B. die Erstellung einer Weiterleitungsnachricht im Auftrag des BMU, in anderen Vorhaben.

Tatsächlich oder potenziell 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.

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 (siehe Kapitel 3).

Vorkommnisse werden zudem auf eine Precursor-Relevanz hin vorselektiert. Für diese ausgewählten Vorkommnisse erfolgt anschließend eine detaillierte Precursor-Analyse, ggf. unter Weiterentwicklung der zur Bewertung notwendigen Methoden. Vorkommnisse, deren Precursor-Analyse eine bedingte Wahrscheinlichkeit für den Eintritt von Gefährdungszuständen $> 10^{-6}$ ergibt, werden als Precursor eingestuft und dokumentiert (siehe Kapitel 4).

Durch die ebenfalls in dem diesem Bericht zugrunde liegenden Vorhaben durchgeführte Untersuchung ausgewählter aktueller Ereignisse in ausländischen Kernkraftwerken, die Beteiligung an internationalen Projekten und Arbeitsgruppen zum Thema Betriebserfahrung sowie die generische Auswertung von Rückflüssen zu Weiterleitungsnachrichten (siehe Kapitel 5) werden zusätzliche Quellen für Betriebserfahrung erschlossen, die ggf. im Rahmen generischer Analysen weiterverfolgt werden.

Ein schematischer Überblick bezüglich der Vorgehensweise zur Auswertung von Betriebserfahrung findet sich in Abb. 2.2.

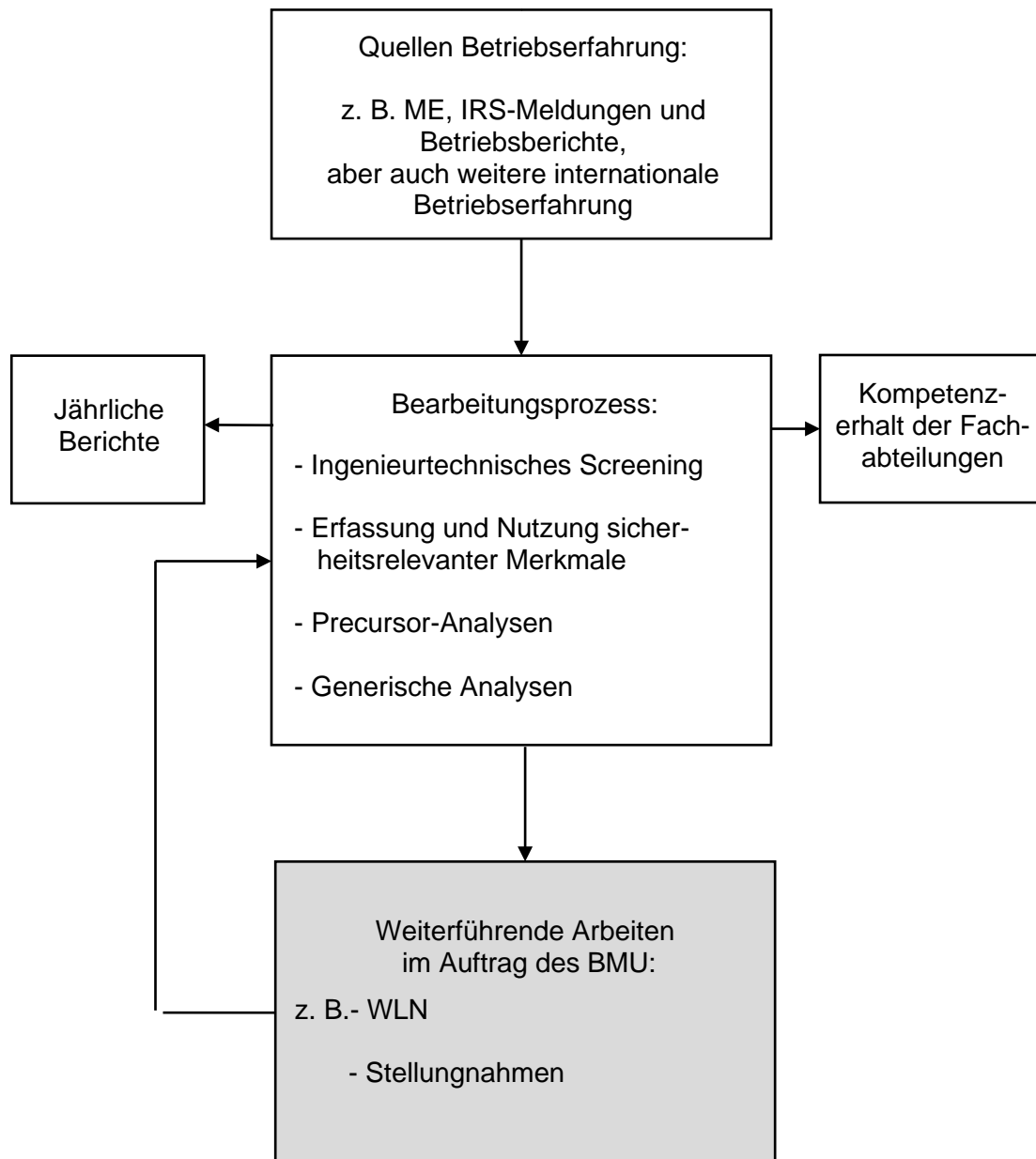


Abb. 2.2 Überblick zur Auswertung von Betriebserfahrung (die grau hinterlegten Arbeiten sind nicht Gegenstand des Vorhabens 4718R01311)

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 Schäden an Federn in den Winkelflanschstutzen der Einspritzpumpen von Notstromdieselmotoren

In den vergangenen Jahren wurden mehrere Fälle von Schäden an Winkelflanschstutzen der Einspritzpumpen von Notstromdieseln bekannt. In diesen Bauteilen befinden sich zwei federbelastete Ventile, das Druckentlastungsventil und das Gleichdruckventil. Bei Letzteren kam es aus verschiedenen Gründen zu Federbrüchen. In einigen Fällen wurden dadurch Spritzlochbohrungen der Einspritzdüsen durch Bruchstücke verstopft. Die Schäden wurden bei Probeläufen der Notstromdiesel durch verminderte Abgastemperaturen an den betroffenen Zylindern oder im Zuge von Instandhaltungsmaßnahmen erkannt. In keinem der berichteten Fälle kam es dabei zu einem Ausfall oder zu einer Minderleistung des Gesamttaggregats.

In Abb. 3.1 ist der Winkelflanschstutzen mit Gleichdruckventil und Druckentlastungsventil und oberem Teil der Einspritzpumpe in einem Schnittbild dargestellt. Funktionell handelt es sich bei diesen Ventilen um Kugelrückschlagventile, die über Kraftstoffdruck öffnen und über Federkraft schließen. Die Kombination beider Ventile sorgt für eine Optimierung des Einspritzbildes und für eine Vermeidung von Nachspritzen. Die aufgetretenen Schäden an den Federn konnten im Nachhinein entweder auf Materialermüdung oder auf Fertigungsfehler zurückgeführt werden. Laut Untersuchungen des Herstellers begünstigte ein zu starker Anschliff der Federenden das Brechen.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da dort ebenfalls entsprechende Baugruppen eingesetzt werden. Im Rahmen eines anderen

Vorhabens hat die GRS daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2020/01) erstellt. Darin empfiehlt die GRS, Winkelflanschstutzen gegen entsprechende Winkelflanschstutzen der neuen Herstellerspezifikation auszutauschen. Die ausgetauschten Winkelflanschstutzen sind auf gebrochene Federn hin zu untersuchen, um möglichen Folgeschäden anderer Bauteile vorzubeugen. Außerdem soll Ermüdungsbrüchen an Ventildfedern durch regelmäßigen Austausch der Winkelflanschstutzen entgegengewirkt werden.

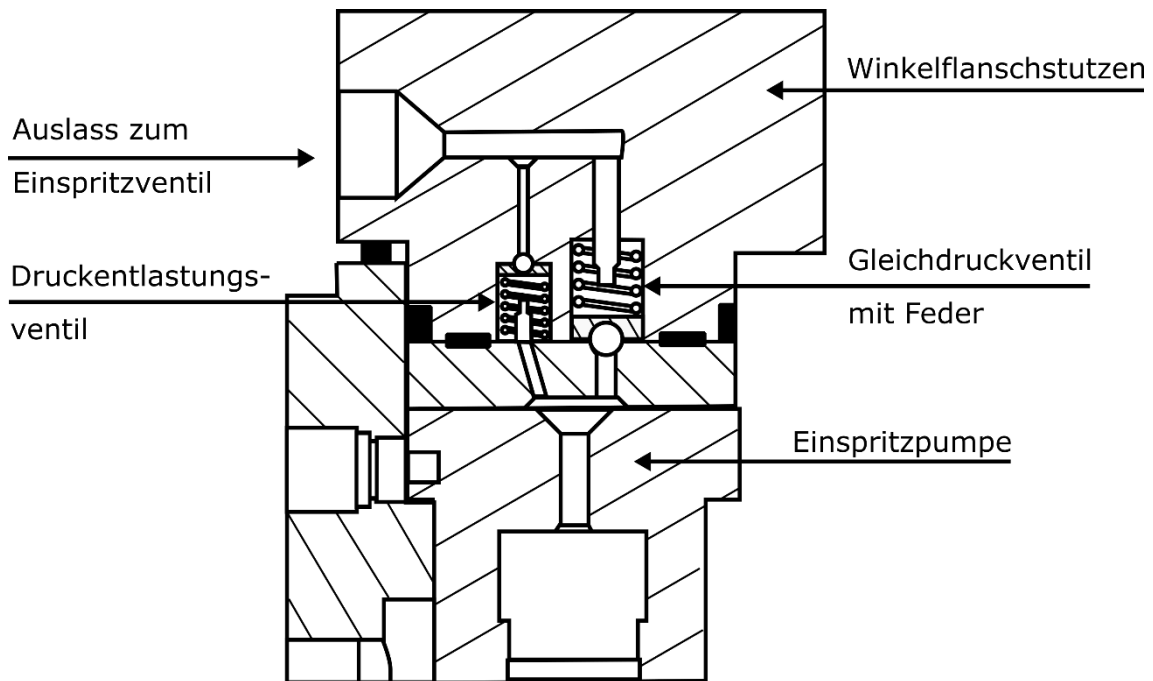


Abb. 3.1 Prinzipskizze eines Winkelflanschstutzens mit Ventilen

3.1.2 Schädigung der Halte- und Tragekonstruktion (Festlager) des Speisewasserbehälters

Während eines Anfahrvorgangs kam es in einer ausländischen DWR-Anlage zu Beschädigungen an Trage- und Stützhalterungen des Speisewasserbehälters. Zum Zeitpunkt des Ereignisses war der Reaktor kritisch. Um die Turbine anzufahren und Netzsynchro-nisation herzustellen, wurde die thermische Leistung gesteigert. Einer zunehmenden Dampfproduktion während des Anfahrvorgangs und dem daraus resultierenden Anstieg der Kondensatfüllstände wirkt auslegungsgemäß die Kondensatablaufregelung entgegen.

Während der Leistungssteigerung wurden auf der Warte Füllstandschwankungen im Speisewasserbehälter bemerkt, woraufhin ein Turbinenleitstandsfahrer die Kondensatablaufregelung auf Handregelung umschaltete, um die Füllstände im Speisewasser-

behälter und den Kondensatbehältern manuell zu normalisieren. In der Folge durchgeführter Handregelungen zeigte eine Füllstandsmessung des Speisewasserbehälters ungewöhnliche Schwankungen, die teilweise bis zum oberen Anzeigenende reichten. Eine visuelle Inspektion zeigte Betonabplatzungen mit Freilegung der Armierung an der Halte- und Tragkonstruktion (Festlager) des Speisewasserbehälters. Aus sicherheitstechnischen Überlegungen wurde die Anlage daraufhin abgefahren. Nachfolgende Untersuchungen stellten weitere Schäden an Dampf- und Messleitungen des Speisewasserbehälters fest. Die Schäden werden auf thermohydraulische Vorgänge infolge großer Änderungen der Kondensateinspeiserate in den Speisewasserbehälter, ausgelöst durch die eingeleiteten Handmaßnahmen, zurückgeführt. Begünstigt wurde das Ereignis durch eine fehlerhafte Füllstandsmessung des Speisewasserbehälters, auf die sich der Turbinenleitstandsfahrer stützte und durch einen derweil unbemerkten Ausfall einer Hauptkühlwasserpumpe.

Diese Erkenntnisse können auch für deutsche Anlagen relevant sein, da die entsprechenden Baugruppen in deutschen Anlagen ähnlich ausgeführt sind. Unter vergleichbaren Randbedingungen und ungeeigneten Schalthandlungen der Kondensatablaufregelung können Schäden am Speisewasserbehälter nicht ausgeschlossen werden. Im Rahmen eines anderen Vorhabens hat die GRS daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2020/02) erstellt. Darin empfiehlt die GRS Handlungsempfehlungen im Betriebshandbuch bei Erreichen von Meldegrenzwerten der Füllstandsmessungen des Speisewasserbehälters sowie die Parametrierung der Kondensatablaufregelung in Bezug auf die Dynamik des Regelverhaltens bei hohen Regelabweichungen zu prüfen und gegebenenfalls anzupassen. Außerdem ist in Schulungen auf das Vorgehen bei Störungen, die Auswirkungen auf den Speisewasserbehälterfüllstand oder die Kondensatablaufregelung haben, hinzuweisen.

3.2 Elektro- und Leittechnik

3.2.1 Automatische Startanregung eines Notstromdiesels während eines Brennelementwechsels in einer DWR-Anlage nicht verfügbar

In einer DWR-Anlage kam es während des Brennelementwechsels zur Unverfügbarkeit der automatischen Startanregung eines Notstromdiesels. Grund dafür war eine ungeplante Freischaltung der automatischen Reaktorschutz-Startanregung, welche zusätzlich zu verschiedenen geplanten Freischaltungen vorgenommen wurde.

Die ungeplante Freischaltung wurde durch eine Simulation der entsprechenden Spannungs- und Frequenzmessungen von einem Prüfteam einer Reaktorschutzprüfung eingebracht, um als störend empfundene Meldungen auf der Warte durch eine gleichzeitig laufende andere Prüfung zu unterbinden. Gemäß der Prüfanweisungen war dieses Vorgehen nicht zulässig, die Prüfanweisungen waren hinsichtlich des Umfangs der einzubringenden Simulationen allerdings nicht eindeutig formuliert. Der betroffene Notstromdiesel war zu diesem Zeitpunkt aufgrund einer anderen Prüfung freigeschaltet. Nach Abschließen dieser Prüfung und bei der Wiederinbetriebnahme des Notstromdiesels wurden die ungeplant gesetzten Simulierstifte ebenso wie eine entsprechende Meldung der Rechnermeldeanlage (RMA) übersehen. Die durchgeführten Prüfungen bei Wiederinbetriebnahme des Notstromdiesels waren nicht geeignet, um die ungeplante Simulation der automatischen Reaktorschutz-Startanregung zu detektieren. Nachdem die anstehende RMA-Meldung zeitweise unbemerkt blieb, fiel sie bei einer Schichtübergabe auf. Als Ursache für das Ereignis wurde eine Verkettung mehrerer menschlich-organisatorischer Einzelfaktoren identifiziert.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da der grundsätzliche Aufbau der betroffenen Systeme in anderen deutschen Reaktoren vergleichbar ist und das Ereignis hauptsächlich auf menschliche Fehlhandlungen zurückzuführen ist. Im Rahmen eines anderen Vorhabens hat die GRS daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2020/04) erstellt. Darin empfiehlt die GRS eine präzise Angabe von notwendigen Simulationen in Prüfunterlagen für Prüfungen in sicherheitsrelevanten Systemen. Außerdem sind möglichst abdeckende Prüfungen bei der Wiederinbetriebnahme von Notstromdieseln sowie eine Optimierung der Auswertung von RMA-Meldungen bei der Schichtübergabe durchzuführen.

3.2.2 Nicht erfolgte automatische Zuschaltung von Gleichrichtern in einer Redundanz in einer DWR-Anlage

Die Gleichrichter in deutschen Anlagen werden zur Sicherstellung der Gleichstromversorgung von Verbrauchern (z. B. leittechnischen Einrichtungen, Einrichtungen der Notstromdieselaggregate) eingesetzt und laden die zugehörigen Batterien.

Im Jahr 2017 versagte nach einer Eigenbedarfsumschaltung in einer deutschen DWR-Anlage die automatische Wiederschaltung mehrerer Gleichrichter, die zur selben elektrotechnischen Redundanz gehörten. Die Ursache hierfür lag in zwei Auslegungsfehlern der leittechnischen Baugruppen für die Spannungsversorgung und die dreh-

stromseitige Unterspannungsüberwachung der Gleichrichter der betroffenen Baureihe. Untersuchungen des Herstellers zeigten, dass das fehlerhafte Verhalten der betroffenen Baugruppen bei bestimmten Spannungstransienten am Wechselspannungseingang des Gleichrichters auftritt. Die Baugruppen wurden gegen modifizierte und qualifizierte Baugruppen getauscht.

Im Jahr 2020 wurde bei einer Prüfung der Eigenbedarfsumschaltung eines anderen deutschen Kraftwerks erneut eine Fehlfunktion der Gleichrichtersteuerung aus der betroffenen Baureihe beobachtet, bei der mehrere Gleichrichter einer Redundanten nicht automatisch wieder zuschalteten. Als Ursache wurde ein weiterer Auslegungsfehler in den ertüchtigten leittechnischen Baugruppen im Zusammenhang mit Spannungstransienten festgestellt. Auf Grund eines ungeplant schnellen Abfallens des Signals der drehstromseitigen Unterspannungsüberwachung wird eine Fehlermeldung aus der gleichspannungsseitigen Spannungsüberwachung bei einer Umschaltung nicht unterdrückt, so dass die Gleichrichter über die gleichspannungsseitige Spannungsüberwachung abgeschaltet bleiben. Dies hätte zu einem gemeinsam verursachten Ausfall (GVA) von mehreren Gleichrichtern im Anforderungsfall führen können.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da Gleichrichter des betroffenen Typs auch in anderen Anlagen im Einsatz sind oder möglicherweise zukünftig nachgerüstet werden. Im Rahmen eines anderen Vorhabens hat die GRS daher eine Ergänzung zu einer früheren Weiterleitungsnachricht (WLN 2018/02a) erstellt. Darin empfiehlt die GRS, vor einer Nachrüstung bzw. Typprüfung von Gleichrichtern oder Gleichrichter-Steuerungen des betroffenen Typs mit den gemäß Herstellervorgaben aktuellen Ertüchtigungen das Verhalten bei zu unterstellenden wechsellspannungsseitigen Spannungstransienten systematisch zu überprüfen und sofern notwendig zusätzliche Ertüchtigungsmaßnahmen zu ergreifen.

3.3 Komponentenintegrität

3.3.1 Anzeigen bei Wirbelstromüberprüfungen von Dampferzeugerheizrohren in einer DWR-Anlage

In einer DWR-Anlage wurden während der Revision 2019 bei Wirbelstromprüfungen an Dampferzeugerheizrohren außen-/sekundärseitig sowohl volumetrische als auch linear umlaufende Anzeigen entdeckt. Die Heizrohre sind in den Rohrboden eingewalzt, so dass sich fertigungsbedingt hohe Zugspannungen sowie ein Spaltbereich zwischen

Heizrohr und Rohrboden ergibt. Die vorgefundenen linear umlaufenden Anzeigen befinden sich ausschließlich auf der primärseitigen Eintrittsseite der betroffenen Dampferzeuger und nahe der Oberkante des Rohrbodens.

Während der Revision 2018 sind linear umlaufende Anzeigen an Dampferzeugerheizrohren erstmalig entdeckt und auf den Schädigungsmechanismus „Spannungsrisskorrosion“ zurückgeführt worden. Infolgedessen führten zusätzliche Prüfungen in einer weiteren DWR-Anlage erneut zum Fund außenseitig linear umlaufender (rissartige) Fehler an zwei Heizrohren eines Dampferzeugers. Auf Grundlage dieser Untersuchungen, sowie weiteren Erkenntnissen einer Nachauswertung früherer Untersuchungen, zeigte sich, dass die alleinige Prüfung mit der bisher verwendeten Prüfmethodik nicht geeignet ist, lineare Defekte am Heizrohr im Spaltbereich zwischen Rohrboden und Heizrohr zuverlässig zu erkennen. Bei korrosionsbedingten Veränderungen im Spaltbereich können Störsignale entstehen, die wiederum die durch Fehler im Heizrohr verursachten Signale überdecken und somit eine Identifizierung dieser Fehler erschweren können. Zur besseren Erkennung dieser Fehler wurde daher während der Prüfungen der Revision 2019 ein geändertes Prüf- und Auswerteverfahren eingesetzt. Dabei ist der Spaltbereich zwischen Dampferzeugerheizrohr und Rohrboden verstärkt untersucht worden. Auf diese Weise sind umlaufende Anzeigen entdeckt worden, die mit der vorherigen Prüf- und Auswertemethodik unentdeckt blieben.

Alle neu entdeckten Befunde reihen sich mit ihrer Charakteristik, den Rohrpositionen im Dampferzeuger und den axialen Positionen an den Rohren in das bereits bekannte Bild aus dem erstmaligen Befund ein. Ursächlich für die Anzeigen im Spaltbereich sind große Einträge von Eisen und Zink in die Dampferzeuger und deren Ablagerung in die Strömungstotzonen. Außerdem führten Kleinstleckagen an verschiedenen Kammern des Kondensators zu einer Verschlechterung der wasserchemischen Parameter. Durch Aufkonzentration der Verunreinigungen in den Ablagerungen konnten sich lokal stark saure Bedingungen ausbilden, unter denen der Werkstoff, aus dem die Dampferzeugerheizrohre gefertigt sind, korrosionsanfällig ist.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da nicht ausgeschlossen werden kann, dass auch in anderen Anlagen vergleichbare Schäden an den Dampferzeugerheizrohren durch die bisher eingesetzten Prüftechniken nicht erkannt werden. Aufgrund des erstmaligen Befunds dieser Schäden ist bereits die WLN 2018/06 erstellt worden (vgl. auch /GRS 20/). Im Rahmen eines anderen Vorhabens hat die GRS eine Ergänzung zur früheren Weiterleitungsnachricht (WLN 2018/06a) erstellt.

Darin empfiehlt die GRS den Einsatz qualifizierter Prüfverfahren zur zuverlässigen Erkennung linear umlaufender Anzeigen im Spaltbereich zwischen Rohrboden und Heizrohr. Außerdem sind die betrieblichen Vorgänge, die zu Einträgen von Verunreinigungen in die Dampferzeuger führen, systematisch zu identifizieren und deren Überwachung ist in betrieblichen Anweisungen zu regeln. Die Anforderungen an die Wasserchemie sind im Betriebshandbuch entsprechend den neuen Erkenntnissen anzupassen.

3.3.2 Schäden an Laufrädern des Reaktorrundlaufkrans in zwei DWR-Anlagen

In zwei DWR-Anlagen sind Schäden an Laufrädern des Fahrwerks des Reaktorrundlaufkrans festgestellt worden. In beiden Fällen waren Laufräder von Rissen oder Rissanzeigen betroffen, die in einem Fall zum Bruch führten. Die prinzipielle Anordnung der Laufräder ist in Abb. 3.2 dargestellt. Die Laufräder der Kranfahrwerke sind jeweils paarweise in sogenannte Schemel (Stahlkonstruktion zur Aufnahme der Laufräder) eingebaut. Der Freiraum zwischen Schemel und Schiene ermöglicht eine Sichtprüfung des unteren Abschnitts der Laufräder, die regelmäßig nach KTA 3903 durchgeführt wird.

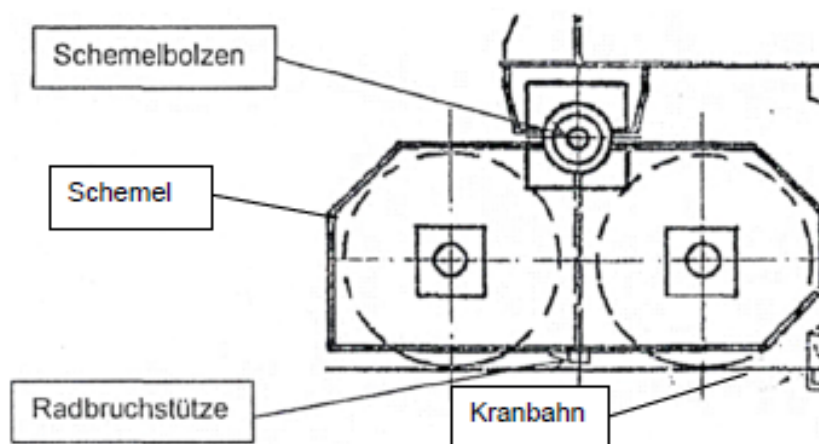


Abb. 3.2 Anordnung der Laufräder und der Radbruchstütze in einem Schemel, Auszug DIN 15078 /3/

Bei Fahrvorgängen im Rahmen einer Vorbereitungsmaßnahme für die Handhabung von Komponenten mit dem Reaktorrundlaufkran traten in einer DWR-Anlage auffällige Laufgeräusche auf. Die Tätigkeiten wurden daraufhin unmittelbar eingestellt. Als Ursache für die Laufgeräusche wurde ein Riss an einem angetriebenen Laufrad des Kranfahrwerks festgestellt. Daraufhin wurde eine visuelle Untersuchung an den übrigen Laufrädern durchgeführt, bei der sich weitere Befunde ergaben. Durch hydraulisches Anheben des Schemels konnte dabei der gesamte Umfang der Laufräder geprüft werden. Ausgelöst

durch die vorgefundenen Befunde, erfolgte eine Übertragbarkeitsprüfung am Reaktor-rundlaufkran in einer weiteren DWR-Anlage. Durch visuelle Untersuchungen wurden hier ebenfalls Rissanzeigen an Laufrädern detektiert. Zusätzliche Farbeindringprüfungen bestätigten diese Rissanzeigen.

In beiden Anlagen waren die Laufräder aus einem Stahlgusswerkstoff gefertigt. Laut einer Schadensuntersuchung an dem gebrochenen Kranlaufrad wird die Ursache auf ein ermüdungsbedingtes Risswachstum, ausgehend von Fertigungsfehlern, zurückgeführt. Als Fertigungsfehler bzw. Rissstarter dienten unter anderem Lunker, d. h. bei der Erstarung des Gussteils entstandene Hohlräume. Mittlerweile werden Laufräder derartiger Krananlagen aus geschmiedeten Stählen hergestellt.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da die aufgetretenen Schäden auf systematische Fehler im Fertigungsprozess der Kranlaufräder zurückgeführt wurden. Im Rahmen eines anderen Vorhabens hat die GRS daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2020/03) erstellt. Darin empfiehlt die GRS zu prüfen, ob Kranlaufräder mit vergleichbarer Konstruktion aus Stahlgusswerkstoff im Einsatz sind und ob die Anweisungen der regelmäßig durchgeführten Prüfungen ausreichend sind, um funktionseinschränkende Beschädigungen rechtzeitig zu erkennen. Außerdem sollen Maßnahmen bei Schwierigkeiten im Arbeitsablauf für den Transport von Lasten mit erhöhter Ortsdosisleistung sowie für den Transport von Lasten, bei deren Absturz es zu unzulässiger Freisetzung kommen kann, bereits bei der Planung des Transports betrachtet werden.

3.4 IT-Sicherheit

3.4.1 IT-Angriffe auf kritische Infrastrukturen im Zusammenhang mit der Schadsoftware Triton/TriSIS

Im Jahr 2017 kam es in einer ausländischen petrochemischen Anlage zu mehreren Schutzabschaltungen auf Grund von Manipulationen der Steuerungen von Sicherheits- und Schutzsystemen der Anlage im Rahmen eines IT-Angriffs. Nach mehreren Abschaltungen wurde die Schadsoftware Triton/TriSIS und weitere unbekannte Software auf den Images der betroffenen sicherheitsrelevanten und weiteren betrieblichen Engineering Workstations gefunden, sowie weitere Schadsoftwarekomponenten und IT-Angriffswerkzeuge im Anlagennetzwerk. Insgesamt wurde im Rahmen der Untersuchungen zum IT-Sicherheitsvorfall festgestellt, dass die Angreifer bereits im Jahr 2014 Zugriff auf das

Anlagennetzwerk erlangt und sich schrittweise und unentdeckt im Anlagennetzwerk ausgebreitet hatten. Weitere ähnliche Angriffe wurden im Jahr 2019 aus zwei Staaten gemeldet.

Die namensgebende Schadsoftware Triton/TriSIS deckt hierbei nicht den gesamten Angriff ab, sondern stellt einen Baustein innerhalb eines mehrstufigen Angriffs dar. Triton/TriSIS dient der Einrichtung einer Backdoor innerhalb von spezifischen Controllern eines einzelnen Herstellers und erlaubt den Angreifern, die Kontrolle über das System zu erlangen und beliebige Manipulationen durchzuführen. In Bezug auf taktische Schritte in den frühen Angriffsphasen setzten die Angreifer eine Mischung aus öffentlich verfügbaren IT-Angriffswerkzeugen und maßgeschneiderten, selbst entwickelten IT-Angriffswerkzeugen ein. Die eingesetzten Werkzeuge dienen alle einer möglichst vollständigen Kompromittierung der IT-Systeme eines Anlagennetzwerks einschließlich aller industriellen Steuerungssysteme. Die einzelnen Werkzeuge können verschiedenen IT-Angriffsschritten wie beispielsweise dem Ersteindringen in das Anlagennetzwerk, der Eskalation von Rechten, der Durchführung von internen Spionage- bzw. Aufklärungstätigkeiten und der Etablierung einer dauerhaften Präsenz im Anlagennetzwerk zugeordnet werden.

Der IT-Angriffsweg, der auf den Einsatz von Triton/TriSIS und damit auf die Etablierung einer Backdoor in der Firmware der Controller des Sicherheitssystems abzielt, beinhaltet also im Vorfeld des Einsatzes zusätzlich die Etablierung einer ganzen Reihe weiterer, verschiedener Backdoors an unterschiedlichen Stellen des Anlagennetzwerks. Diese Erkenntnisse können auch für deutsche Anlagen relevant sein, da davon auszugehen ist, dass Angreifergruppierungen (APT, Advanced Persistent Threat), wie die, welche die Schadsoftware Triton/TriSIS entwickelt hat, in der Lage sind auch eine entsprechende Schadsoftware zu entwickeln, die auf die Manipulation leittechnischer Systeme und Komponenten anderer Hersteller ausgelegt ist. Auch in deutschen kerntechnischen Anlagen sind rechnerbasierte, programmierbare – und somit grundsätzlich auch manipulierbare – leittechnische Systeme, Komponenten und Einrichtungen vorhanden, so dass aus Sicht der GRS ein Triton/TriSIS ähnlicher Angriff unterstellt werden kann. Im Rahmen eines anderen Vorhabens hat die GRS daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2021/01) mit umfassenden Handlungsempfehlungen erstellt. Neben einer Überprüfung auf die im Zusammenhang mit Triton/TriSIS bekannt gewordenen IT-Angriffswerkzeuge und Schadsoftwarekomponenten ist u.a. ein Konzept zur frühzeitigen Detektion einer Kompromittierung des Anlagennetzwerks und zur langfristigen Reaktion

und Analyse bei einer Kompromittierung des Anlagennetzwerks zu entwickeln und umzusetzen.

3.5 Mensch-Technik-Organisation

3.5.1 Einsatz falscher Plombierungsschrauben am Sekundärdeckel eines CASTOR-Transport- und Lagerbehälters in einer DWR-Anlage

In einer DWR-Anlage kam es während des Beladens eines CASTOR-Transport- und Lagerbehälters (TLB) zum Einsatz falscher Plombierungsschrauben am Sekundärdeckel. Zum Zeitpunkt des Ereignisses befand sich der TLB in der Abfertigungsstation auf dem Beckenflur des Brennelementlagerbeckens. Nach Montage des Primär- und Sekundärdeckels war eine Dichtigkeitsprüfung erfolgreich abgeschlossen worden. Anschließend sollte – gemäß dem „Behälterspezifischen Ablaufplan“ (BsA) – die Schutzplatte über dem TLB ausgerichtet, aufgelegt und verspannt werden. Bei diesem Vorgang wurde bemerkt, dass Plombierungsschrauben fälschlicherweise über den Sekundärdeckel hinausragten. Zur Klärung des Sachverhalts wurden alle vier Plombierungsschrauben des Sekundärdeckels herausgedreht. Es wurde festgestellt, dass die Plombierungsschrauben des Sekundärdeckels mit denen der Schutzplatte, welche sich ausschließlich in der Schraubenlänge unterscheiden, vertauscht worden waren (vgl. Abb.3.3). Beim Verspannen des Sekundärdeckels standen die zu langen Plombierungsschrauben auf dem Sacklochboden auf. An den Schrauben wurde das gemäß BsA aufzubringende Drehmoment angelegt. Dabei wurde die Spannkraft nicht vom Schraubenkopf auf den Sekundärdeckel übertragen, sondern auf die Gewindegänge im CASTOR-Behälterkörper appliziert. Eine visuelle Inspektion zeigte, dass die verwendeten Plombierungsschrauben und teilweise die Gewinde der Sacklöcher sichtbar beschädigt wurden. Darüber hinaus wurde festgestellt, dass bei dem Einbau der Plombierungsschrauben vorgesehene Unterlegscheiben nicht verbaut wurden. Als Ursache für das Ereignis wurde eine Verkettung mehrerer menschlich-organisatorischer Einzelfaktoren identifiziert. Die hier aufgetretenen Fehlhandlungen traten insbesondere bei der gemeinsamen Arbeit von Fremd- und Eigenpersonal auf.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da auch bei Kenntnis der korrekten Prozesse und dem Vorliegen detaillierter Arbeitsanweisungen weiterhin Fehler bei der Handhabung von CASTOR-Behältern auftreten können. Im Rahmen eines anderen Vorhabens hat die GRS daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2019/10) erstellt. Darin empfiehlt die GRS die Kontrolle von Betriebsanweisungen

und Komponentenmarkierungen hinsichtlich Eindeutigkeit und Erkennbarkeit. Außerdem ist die Anwendung von Techniken zur Fehlervermeidung bei Qualitätsprüfungen zu kontrollieren. Die in der Instandhaltungsordnung formulierten Anforderungen sollen in klar und eindeutig formulierten Anweisungen die Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten zwischen Fremd- und Eigenpersonal regeln und dem Personal kommuniziert werden.

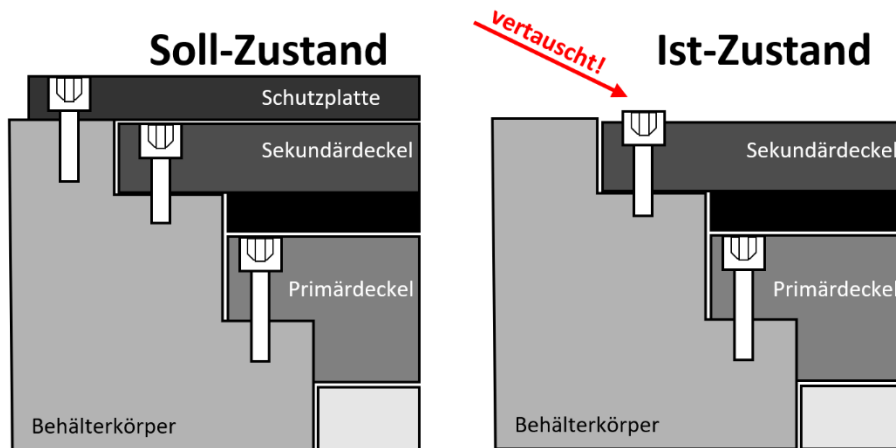


Abb.3.3 Darstellung des Soll-Zustandes der Verschraubung (links) und des Ist-Zustandes (rechts) mit Plombierschrauben der Schutzplatte am Sekundärdeckel

3.5.2 Unbeabsichtigte manuelle Abschaltung von Detektorflächen in Personenendmonitoren in einer deutschen SWR-Anlage

Im April 2020 wurden in einem deutschen Siedewasserreaktor wiederholt einzelne Detektorflächen von Ganzkörperkontaminationsmonitoren am Kontrollbereichsausgang in einem abgeschalteten Zustand vorgefunden, ohne dass die Bedienmannschaft entsprechende Abschaltungen absichtlich vorgenommen oder bemerkt hatte.

Als ursächlich wurden ergonomische Schwächen der Befehlseingabe und der Benutzeroberfläche identifiziert. Die Tasten zum Abschalten des ausgewählten Detektors und zum Verlassen des Untermenüs sind in dem Untermenü, in dem Fehlermeldungen quittiert werden können, direkt auf der Tastatur benachbart. In übergeordneten Menüs erfolgt keine Anzeige des Detektorzustands mehr. So kann es beim Verlassen des Untermenüs nach dem Quittieren einer Fehlermeldung leicht zu einer irrtümlichen Abschaltung der Detektorfläche kommen, die dann bei der Wiederinbetriebnahme des Kontaminationsmonitors nicht mehr bemerkt wird.

Dass die fehlerhaften Abschaltungen unbemerkt blieben, wurde durch die gewählte Konfiguration der Kontaminationsmonitore ermöglicht, bei der ein Betrieb mit abgeschalteten Detektorflächen für bis zu 24 Stunden erlaubt war und lediglich durch eine farbliche Änderung der Anzeige der Betriebsbereitschaft an dem Anzeigebildschirm signalisiert wurde. Die Bedeutung der Anzeigefarbe war dem Bedienpersonal nicht ausreichend klar und war in der vom Personal verwendeten technischen Unterlage nicht thematisiert.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da Kontaminationsmonitoren des betroffenen Typs auch in anderen Anlagen im Einsatz sein können und vergleichbare ergonomische Schwächen auch für die Bedienoberflächen von Kontaminationsmonitoren anderen Typs oder Herstellers nicht ausgeschlossen werden können. Im Rahmen eines anderen Vorhabens hat die GRS daher eine Weiterleitungsnachricht (WLN 2021/02) erstellt. Darin empfiehlt die GRS, dass Anlagen, die Ganzkörperkontaminationsmonitoren des betroffenen Typs einsetzen, ihre technische Dokumentation überprüfen, ob dort die Bedeutung der Farbe der Anzeige der Betriebsbereitschaft thematisiert ist und das Ereignis in der Personalschulung berücksichtigen. Außerdem sollen Kontaminationsmonitore nach Möglichkeit so konfiguriert werden, dass der Betrieb mit abgeschalteten Detektorflächen unmöglich ist. Ist dies nicht möglich, muss der Zustand mit abgeschalteten Detektorflächen klar erkennbar sein, mit Ersatzmaßnahmen flankiert werden und sollte möglichst kurzgehalten werden. Für diese Kontaminationsmonitore ist außerdem zu prüfen, ob es auf Grund der Gestaltung der Bedienoberfläche zu vergleichbaren Fehlhandlungen kommen kann. Gegebenenfalls sind Maßnahmen zur zuverlässigen Detektion der Fehlbedienung vor der Wiederinbetriebnahme zu ergreifen.

4 Ergebnisse der Precursor-Analysen

4.1 Einleitung

Im Berichtszeitraum wurden die Precursor-Analysen für die in den Jahren 2017 in deutschen Kernkraftwerken aufgetretenen meldepflichtigen Ereignisse abgeschlossen, deren Ergebnisse im Folgenden beschrieben werden. Als Precursor (englisch für „Vorläufer, Vorbote“) werden 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 vorübergehend deutlich erhöhen. Precursor-Analysen berechnen diese Wahrscheinlichkeit und liefern damit ein Maß für die sicherheitstechnische Bedeutung von meldepflichtigen Ereignissen.

Die Precursor-Analysen wurden in den folgenden Arbeitsschritten durchgeführt:

- Vorauswahl der Ereignisse
(systematisches Screening meldepflichtiger Ereignisse hinsichtlich ihrer Precursor-Relevanz und die Auswahl von Ereignissen für eine quantitative Bewertung anhand von Kriterien),
- probabilistische Bewertung
(quantitative Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung ausgewählter Ereignisse in Form einer Schwachstellenanalyse des DWR- bzw. SWR-typischen Sicherheitssystems),
- Expertenschätzungen zu potenziellen GVA
(Durchführung der notwendigen Expertenbewertungen zur Ermittlung des Schädigungsgrades für Ereignisse mit potentiellen Ausfällen aufgrund gemeinsamer Ursache (GVA)),
- Methodenweiterentwicklung
(Weiterentwicklung der Methoden zur Precursor-Analyse für solche Ereignisse, die bisher nicht probabilistisch bewertet werden konnten).

Die Vorgehensweise und die Zielsetzung der Precursor-Analysen sind im Bericht „Precursor-Analysen, Teil III, Methoden zur probabilistischen Bewertung von betrieblichen Ereignissen“ /GRS 14/ dargestellt.

4.2 Vorauswahl von Ereignissen

Im Jahr 2017 wurden insgesamt 53 meldepflichtige Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken (Druck- und Siedewasserreaktoranlagen) gemeldet. Insgesamt wurden daraus fünf Ereignisse für eine detaillierte probabilistische Bewertung vorausgewählt. Vier Ereignisse traten in Druckwasserreaktoranlagen und ein Ereignis in einer Anlage mit Siedewasserreaktor auf. Die Ereignisse 2017/034 und 2017/036 (siehe Tab. 4.1) traten zeitgleich in derselben Anlage auf und wurden zusammen bewertet.

In Tab. 4.1 sind die für die Weiterbehandlung vorausgewählten Ereignisse des Jahres 2017 und die Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen dieser Ereignisse zusammengestellt. Die Tabelle enthält die folgenden Angaben zum Ereignis:

- Ereignisnummer,
- Kraftwerkstyp,
- Kurzbeschreibung des Ereignisses,
- Informationen zum Betriebszustand bei Eintritt bzw. bei Erkennen des meldepflichtigen Ereignisses und zur Art der Erkennung,
- das aufgetretene oder postulierte auslösende Ereignis bzw. die Ereignisart,
- die Kategorie des Kriterienkatalogs entsprechend dem Methodenbericht /GRS 14/ Teil III, Anhang A, Tabelle A.1, nach der die Vorauswahl des Ereignisses erfolgte,
- die ermittelten bedingten Wahrscheinlichkeiten für Gefährdungszustände aufgrund des Ereignisses und dessen Einstufung.

Tab. 4.1 Vorausgewählte Ereignisse des Jahres 2017 und Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen

ME-Nr.	Kraftwerks-typ	Betriebs-zustand	Kurzbeschreibung des Ereignisses	Erken-nung ¹⁾	Auslösen-des Ereignis ¹⁾²⁾	Kate-gorie ³⁾	Bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefähr-dungszu-stände	Precursor/ kein Precursor
2017/002	DWR	Leistungs-betrieb	Störung einer Taktverstärkerbaugruppe	Warte	(Transien-ten, KMV)	1, 2, 3	$9 \cdot 10^{-8}$	kein Precursor
2017/006	SWR	Leistungs-betrieb	Nichtschließen eines Sicherheits- und Entlastungsventils	Warte	(AHWS)	5, 7	$3,1 \cdot 10^{-8}$	kein Precursor
2017/020	DWR	Nicht leistungs-betrieb	Ausfall der Ölversorgung einer Notspeisepumpe bei Wiederkehrender Prüfung	WKP	(Transien-ten, KMV)	1, 2, 3	$8 \cdot 10^{-7}$	kein Precursor
2017/034 2017/036	DWR	Leistungs-betrieb (Teillast)	Anforderung des Sicherheitssystems durch den Reaktorschutz aufgrund einer Störung im betrieblichen Steuerflüssigkeitssystem der Turbine Nicht erfolgtes automatisches Zuschalten von 220-/24-V-Gleichrichtern	Warte	(Notstrom-fall)	5, 7	$2,8 \cdot 10^{-6}$	Precursor

¹⁾ WKP steht für wiederkehrende Prüfung, KMV für Kühlmittelverluststörfall, AHWS für Ausfall Hauptwärmesenke

²⁾ Klammern () bedeuten, dass es sich um das maßgebliche postulierte auslösende Ereignis handelt, das auslösende Ereignis jedoch nicht eingetreten ist.

³⁾ 0 Kein Einfluss auf die Häufigkeit von Schadenszuständen. 1 Funktionsstörung in Sicherheitssystem; Eintrittshäufigkeit des anfordernden auslösenden Ereignisses \geq ca. $1E-02/a$. 2 Funktionsstörung in Sicherheitssystem; Eintrittshäufigkeit des anfordernden auslösenden Ereignisses $<$ ca. $1E-02/a$. 3 Funktionsstörung in Sicherheitssystem; Eintrittshäufigkeit des anfordernden auslösenden Ereignisses $<$ ca. $1E-05/a$ (mittlerer oder großer Kühlmittelverlust, ATWS, Einwirkungen von außen). 4 Auslösendes Ereignis mit Anforderung von Sicherheitssystemen. 5 Betriebsstörung (ohne Anforderung von Sicherheitssystemen). 6 Fälschliche Anforderung von Sicherheitssystemen. 7 Potentielles auslösendes Ereignis. 8 Potentielle Funktionsstörung. Die Kategorien sind im Methodenbericht /GRS 14/ Teil III, Anhang A, Tabelle A.1, weiter beschrieben.

4.3 Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen

Im Jahr 2017 ergab sich für eines der vorausgewählten und im Detail probabilistisch bewerteten Ereignisse eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände von $> 10^{-6}$. Dieses Ereignis wurde als Precursor eingestuft.

Die in Tab. 4.1 ausgewiesenen bedingten Wahrscheinlichkeiten für Gefährdungszustände beruhen zum Teil auf generischen Daten. Unsicherheiten der bedingten Wahrscheinlichkeiten wurden nicht ermittelt, da für die generische Bewertung der Ereignisse Unsicherheiten nicht benötigt werden, sondern dafür lediglich die Punktwerte aus der Precursor-Analyse und eine ingenieurmäßige Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung herangezogen werden.

Im Folgenden werden die wesentlichen Sachverhalte aus der Precursor-Analyse kurz dargestellt.

Ereignis 2017/002, DWR, Störung einer Taktverstärkerbaugruppe:

Das Ereignis wurde für die Precursor-Bewertung ausgewählt, weil die Dampferzeuger-Notbespeisung in zwei Redundanzen gleichzeitig beeinträchtigt war, in einer Redundanz durch den Ausfall einer Taktverstärkerbaugruppe und in einer weiteren Redundanz durch eine vorbeugende Instandhaltungsmaßnahme. Die Taktverstärkerbaugruppe wurde durch eine baugleiche vorgeprüfte Baugruppe ersetzt. Die Störung lag nur über einen relativ kurzen Zeitraum (< 1 Tag) vor. Für das Ereignis wurde eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände von $9 \cdot 10^{-8}$ berechnet.

Ereignis 2017/006, SWR, Nichtschließen eines Sicherheits- und Entlastungsventils:

Bei einer Funktionsprüfung schloss ein Sicherheits- und Entlastungsventil nach dem Öffnen nicht wieder. Von der Warte wurde bestimmungsgemäß eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Das fehlerhaft offene Ventil schloss daraufhin selbständig, bevor weitere automatische Reaktorschutzmaßnahmen ausgelöst wurden. Die Nachwärme wurde über die Frischdampfumleitstation abgeführt. Für das Ereignis wurde eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände von $2,9 \cdot 10^{-8}$ berechnet.

Ereignis 2017/020, DWR, Ausfall der Ölversorgung einer Notspeisepumpe bei Wiederkehrender Prüfung:

Während des Betriebes einer Notspeisepumpe im Rahmen einer wiederkehrenden Prüfung wurden an der zugehörigen Betriebsölpumpe erhöhte Oberflächentemperaturen erkannt. Die innere Inspektion der Ölpumpe ergab Schäden in deren Gleitlagern. Die Ölpumpe war in der vorhergehenden Revision eingebaut worden. Nach ca. sieben Monaten wurde der Schaden erkannt. Für das Ereignis wurde eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände von $8 \cdot 10^{-7}$ berechnet.

Ereignisse 2017/034 und 2017/036, DWR, Anforderung des Sicherheitssystems durch den Reaktorschutz aufgrund einer Störung im betrieblichen Steuerflüssigkeitssystem der Turbine; Nicht erfolgtes automatisches Zuschalten von 220-/24-V-Gleichrichtern:

Die Anlage befand sich bei ca. 40 % der Nennleistung im Anfahrbetrieb nach Abschluss der Jahresrevision als die Prüfung der Turbinenschutzeinrichtungen mit der Turbinenprüfautomatik durchgeführt wurde. Infolge eines fehlerhaft geöffneten Magnetventils kam es zum Schließen der Turbinenschnellschlussventile. Im weiteren Verlauf wurde durch die Kombination verschiedener Anlagenparameter auslegungsgemäß die Eigenbedarfsanlage vom 400-kV-Netz getrennt und auf das Reservenetz umgeschaltet. Diese Umschaltung führte u. a. zur Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen und infolgedessen zu Reaktor- und Turbinenschnellabschaltung. In einer Redundanz starteten zwei 220-V- und zwei 24-V-Gleichrichter nach der Reservenetzumschaltung nicht wieder automatisch. Ursache dafür waren Auslegungsfehler in leittechnischen Baugruppen der neu eingebauten Gleichrichter.

Bei einem Ausfall der Eigenbedarfsumschaltung auf das Reservenetz wäre ein Notstromfall eingetreten. Im Rahmen der Precursor-Bewertung wurde untersucht, mit welcher Wahrscheinlichkeit die Umschaltung der Eigenbedarfsschienen bei Anforderung ausfällt und dadurch ein Notstromfall mit Start aller vier Notstromdiesel eintritt. Mit der anlagenspezifischen Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) wurde für dieses Ereignis eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände von $2,8 \cdot 10^{-6}$ und unter Berücksichtigung der vorgesehenen Notfallmaßnahmen eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Kernschadenzustände von $2,8 \cdot 10^{-8}$ ermittelt. Das Ereignis wurde als Precursor eingestuft, da die bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände $> 10^{-6}$ beträgt.

Ein vergleichbares Ereignis (2014/020, Anforderung des Sicherheitssystems durch den Reaktorschutz aufgrund von Störungen in der betrieblichen Eigenbedarfsversorgung) trat im Jahr 2014 in derselben Anlage auf.

Die generische Bedeutung des hier betrachteten Ereignisses wurde in einer Weiterleitungsnachricht (WLN 2018/02, vgl. auch /GRS 18/) dargestellt, in der auch auf den Aspekt einer Trennung vom verfügbaren Hauptnetzanschluss eingegangen wird.

4.4 Probabilistisch nicht bewertete Ereignisse

Die vorausgewählten Ereignisse der Jahre 2017 konnten alle probabilistisch bewertet werden.

4.5 Untersuchungen hinsichtlich der Weiterentwicklung von Methoden für die Precursor-Analyse

Unter der Weiterentwicklung von Methoden wird auch die Anpassung von vorhandenen Methoden, Änderungen und Ergänzungen in den uns zur Verfügung stehenden PSA-Modellen sowie am Analyseumfang von PSA verstanden. Bei der Precursor-Bewertung der Ereignisse der Jahre 2017 ergab sich kein besonderer Bedarf für die Weiterentwicklung von Methoden bzw. zur Erweiterung der PSA.

4.6 Zusammenfassung

Im Jahr 2017 wurden insgesamt 53 meldepflichtige Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken (Druck- und Siedewasserreaktoranlagen) gemeldet. Insgesamt wurden daraus fünf Ereignisse für eine detaillierte probabilistische Bewertung vorausgewählt. Vier Ereignisse traten in Druckwasserreaktoranlagen und ein Ereignis in einer Anlage mit Siedewasserreaktor auf. Die Ereignisse 2017/034 und 2017/036 traten zeitgleich in derselben Anlage auf und wurden zusammen bewertet.

Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen:

Das Ereignis 2017/034, Anforderung des Sicherheitssystems durch den Reaktorschutz aufgrund einer Störung im betrieblichen Steuerflüssigkeitssystem der Turbine, wurde als Precursor eingestuft (Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände aufgrund des

Ereignisses $\geq 10^{-6}$). Für dieses Ereignis wurde eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände von $2,8 \cdot 10^{-6}$ und unter Berücksichtigung der vorgesehenen Notfallmaßnahmen eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Kernschadenzustände von $2,8 \cdot 10^{-8}$ ermittelt.

Die generische Bedeutung des hier betrachteten Ereignisses wurde in einer Weiterleitungsnachricht (WLN 2018/02, vgl. auch /GRS 18/) dargestellt.

Untersuchungen hinsichtlich der Weiterentwicklung von Methoden:

Die vorausgewählten Ereignisse der Jahre 2017 konnten alle probabilistisch bewertet werden.

5 Ergebnisse der generischen Auswertung von Rückflüssen zu Weiterleitungsnachrichten

Die Ergebnisse der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung können auch als Grundlage für die Erstellung von Weiterleitungsnachrichten (WLN) in einem anderen Vorhaben dienen (vgl. Kapitel 3). Die Betreiber der Kernkraftwerke erstellen nach Erhalt einer WLN eine Stellungnahme für die jeweils zuständige atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde des Landes hinsichtlich der Umsetzung der Empfehlungen aus der betroffenen WLN. Diese werden von den Ländern geprüft. Ob und wie die in den WLN gegebenen Empfehlungen in den Kernkraftwerken anlagenspezifisch umgesetzt wurden, wird der GRS im Auftrag des BMU durch die Länder in Form von Erfahrungsrückflüssen mitgeteilt. Diese werden von der GRS im Rahmen des Vorhabens 4718R01311 generisch ausgewertet. Dabei ist von Interesse, welche verschiedenen Lösungsansätze für die Umsetzung der Empfehlungen gewählt wurden und ob sich sicherheitstechnisch wichtige Erkenntnisse aus den Untersuchungen in den einzelnen Anlagen ergaben. Dies wird dem Ziel durchgeführt, anlagenübergreifende sicherheitstechnisch wichtige Erkenntnisse abzuleiten sowie die Kompetenz und Wissensbasis der GRS zu erweitern, z. B. hinsichtlich konkreter Umstände und Maßnahmen in einzelnen Anlagen. Die GRS wertet den von den Aufsichtsbehörden der Länder übermittelten Erfahrungsrückfluss in einem anderen Vorhaben im Auftrag des BMU auch anlagenspezifisch aus. Ziel der Auswertung ist es, dem BMU und den Aufsichtsbehörden der Länder einen Überblick über weitere Umsetzungsmöglichkeiten der Empfehlungen der WLN aus den verschiedenen Anlagen zu geben bzw. zusätzliche Erkenntnisse aus den Untersuchungen in den einzelnen Anlagen zu gewinnen um ggf. ergänzende Maßnahmen bei einzelnen Anlagen veranlassen zu können. Neben den fachlichen Erkenntnissen dient der Erfahrungsrückfluss dazu, die Qualität der WLN zu verbessern. Die anlagenspezifischen sicherheitstechnisch wichtigen Erkenntnisse aus den Untersuchungen werden erfasst. Die Auswertung der WLN-Rückflüsse erschließt somit eine weitere Quelle für die umfassende Auswertung von Betriebserfahrung.

Im Berichtszeitraum wurde der Erfahrungsrückfluss zu den Weiterleitungsnachrichten des Jahres 2018 ausgewertet (siehe /GRS 18/ und /GRS 20/ bezüglich der diesen Weiterleitungsnachrichten zugrundeliegenden Ergebnissen der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung). Die Auswertung zeigte, dass die WLN-Empfehlungen im Wesentlichen und im Sinne der Intention der GRS hinter der jeweiligen Empfehlung umgesetzt wurden. Aus der Bearbeitung der Rückflüsse ergaben sich übergeordnete

Erkenntnisse, die sich auf die technischen Ausführungen der Anlagen, betriebsorganisatorische Aspekte oder auf die Erstellung der Weiterleitungsnachrichten beziehen.

6 Ergebnisse zusätzlicher weiterführender Arbeiten

Über die in Abschnitt 3 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.

6.1 Ereignisse im Zusammenhang mit Klappen in wasserführenden Systemen mit sicherheitstechnischer Bedeutung

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen technischen Bericht /BRO 20/ dokumentiert.

Die GRS hat meldepflichtige Ereignisse im Zusammenhang mit Störungen an Absperr- und Rückschlagklappen aus deutschen und internationalen Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren ausgewertet. Klappen sind in großem Umfang in sicherheitstechnisch wichtigen Systemen eingebaut. Ein Ausfall kann zu einem Redundanzausfall führen. Von größerer Bedeutung sind systematische Fehler (GVA-Ereignisse), die das Potential für einen vollständigen Systemausfall haben können. Letztendlich sind auch Überflutungsereignisse bei Störungen in der Kühlwasserversorgung nicht auszuschließen.

Die GRS hat zu mehreren Ereignissen mit systematischen Fehlern an Klappen Weiterleitungsnachrichten verfasst und Verbesserungsmaßnahmen abgeleitet.

Außer der deutschen Betriebserfahrung wurde in dem vorliegenden Bericht auch die internationale Betriebserfahrung anhand der Meldungen des International Reporting System for Operating Experience der IAEA/NEA ausgewertet. Spezifische Probleme mit Armaturen, unter anderem auch mit Absperr- und Rückschlagklappen, aus US-amerikanischen Anlagen wurden von ausländischen Forschungsinstituten untersucht. Der Umfang bzw. das Spektrum der Betriebserfahrung sind aufgrund des großen Kraftwerksparks in den USA größer, als es die meldepflichtigen Ereignisse aus Deutschland widerspiegeln können. Zum Teil wurden in die Untersuchungen der USA auch konventionelle Anlagen einbezogen. Wo vergleichbar, zeigt sich, dass die Probleme im internationalen Bereich ähnlich liegen wie in Deutschland.

Die Auswertung zeigt weiter, dass Ursachenschwerpunkte national und international neben Störungen in der Elektro- und Leittechnik bei der Instandhaltung und Herstellung bzw. Konstruktion liegen. Die beiden letzten Punkte haben grundsätzlich das Potential für systematische Fehler und deshalb eine hervorgehobene sicherheitstechnische Bedeutung. Die GRS hat im Rahmen ihrer Weiterleitungsnachrichten mehrfach auf die Notwendigkeit von präzisen und vollständigen Instandhaltungsunterlagen hingewiesen. Ebenso wurde auf die Notwendigkeit der Kenntnisvermittlung bei Eigen- und Fremdpersonal hinsichtlich sicherheitstechnischer Bedeutung, Konstruktion und Wartung von Klappen hingewiesen.

6.2 Wasserspaltverteilungen anhand eines konsistenten Spaltwürfelverfahrens

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen technischen Bericht /AUR 20/ dokumentiert.

Die Empfehlung der RSK von 2015 /RSK 15/ ermöglicht die Anwendung eines statistischen Verfahrens zur Analyse von Kühlmittelverluststörfällen (KMV), wobei auch die Auswirkungen von Brennelement-(BE)-Verbiegungen auf die maximale Leistungsdichte berücksichtigt werden sollten. Bei der bisherigen methodischen Erprobung statistischer Analysemethoden wurde bei der GRS die zusätzliche Unsicherheit infolge möglicher BE-Verbiegungen, jedoch noch nicht statistisch, berücksichtigt.

In diesem Kontext wurden zunächst als Einstieg in eine breitere Methodendarstellung die unten aufgeführten Arbeitsschritte durchgeführt, um den Startpunkt einer solchen Methode zu erarbeiten. Dies sind:

- Definition der Randbedingungen des Würfelverfahrens zur stochastischen Bestimmung eines konsistenten Spaltmusters mit nicht nominalen Spaltweiten: Es werden die grundlegenden geometrischen und mechanischen Randbedingungen an die Verbiegungsmuster der BE bestimmt, die sich im voll beladenen Kern einstellen können. Dazu gehören lokale und integrale Bedingungen, wie z. B. keine Durchdringung der Kernumfassung, keine gegenseitige Durchdringung von BE, aber auch axiale Vorgaben bezüglich der realistischerweise möglichen Formen der BE-Verbiegung bzw. Verbiegungsklasse (z. B. C-, S- oder W-Form).

- Entwicklung und Demonstration eines stufenweisen Würfelverfahrens: Durch ein mehrstufiges Würfelverfahren (Würfeln eines zu verbiegenden BEs, Würfeln des Verbiegungstyps, z. B. C-, S- und W-Form und dessen Orientierung, Würfeln der Verbiegungsamplitude unter Berücksichtigung der Randbedingungen, Konsistenzprüfung) wird sichergestellt, dass prinzipiell jeder Spalt im Kern radial und axial variiert werden kann. Bei der Entwicklung des Würfelverfahrens ist zu beachten, dass jedes denkbar mögliche Verbiegungsmuster durch den statistischen Prozess grundsätzlich erreichbar sein muss, und nicht durch eine ungeeignete Wahl von den gewählten Randbedingungen *a priori* (evtl. unbeabsichtigt) ausgeschlossen wird. Zur Demonstration der Funktionalität der Methode werden in einem ersten Schritt einige ausgewählte Verbiegungstypen zur stochastischen Ermittlung einer in sich konsistenten dreidimensionalen Ganzkern-Spaltverteilung implementiert. Vorbereitungen zur künftigen Berücksichtigung einer beliebigen Anzahl und Art von Verbiegungsmustern und -typen werden getroffen. Weiterhin wird geprüft, inwieweit als Weiterentwicklung eines rein stochastischen Ansatzes ggf. auch anlagenbezogene Spezifika in das Würfelverfahren konsistent einbezogen werden können.
- Darstellung eines darüber hinaus gehenden Gesamtansatzes zur Durchführung einer statistischen KMV-Analyse mit Berücksichtigung einer durch BE-Verbiegungen bewirkten Ganzkern-Spaltverteilung

Im Verlauf der Entwicklung wurden anhand der in den Einzelschritten jeweils gewonnenen Erkenntnisse Modifikationen an der Methodik durchgeführt, welche aus Sicht der GRS eine zielführendere Erreichung der Ziele gewährleisten.

Diese Ergebnisse liefern einen Beitrag zur Diskussion um repräsentative bzw. abdeckende Spaltmuster-Verteilungen und können als Grundlage für ein daraus abzuleitendes, vertieftes quantitatives Verständnis dieser Verteilungen auf die statistische KMV-Analyse und insbesondere die lokalen Leistungsdichtestrebungen dienen.

6.3 Probabilistische Bewertungen für die verschiedenen Phasen des Nachbetriebs

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen technischen Bericht /BAB 20/ dokumentiert.

In Diskussionen zu Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente (BE) im Lagerbecken im Restbetrieb werden verschiedene Phasen des Nachbetriebes definiert. Diese Phasen sind durch die vorhandene Karenzzeit bis zum Erreichen einer Kühlmitteltemperatur von 80 °C im BE-Lagerbecken bei einem vollständigen Ausfall der Kühlsysteme gekennzeichnet. Abhängig von der vorhandenen Karenzzeit ist die dauerhafte Stillsetzung einzelner Komponenten zur BE-Lagerbeckenkühlung sowie die Kreditierung von Ersatzmaßnahmen zulässig.

Ziel der durchgeführten Untersuchungen war es, die Zuverlässigkeit des Beckenkühlsystems in zwei Nachbetriebsphasen probabilistisch zu bewerten. Ausgangspunkt (auslösendes Ereignis) für die betrachteten Szenarien war jeweils der Ausfall der laufenden betrieblichen Beckenkühlpumpe, da solche Ausfälle in der deutschen Betriebserfahrung aufgetreten sind. Folgende Phasen wurden betrachtet:

1. Nachbetriebsphase 1: Karenzzeit bis 80 °C im BE-Lagerbecken > 24 Stunden, beide Nachkühlpumpen abgebaut, keine Ersatzmaßnahmen, beide Becken-/Notnachkühlstränge stehen für die Lagerbeckenkühlung zur Verfügung
2. Nachbetriebsphase 2: Karenzzeit bis 80 °C im BE-Lagerbecken > 3 Tage, ein Becken-/Notnachkühlstrang wurde abgebaut, Berücksichtigung einer Maßnahme zum Ersatz der ausgefallenen betrieblichen Beckenkühlpumpe

Für diese Phasen wurden jeweils zwei Szenarien betrachtet:

1. Nur die Nachkühlpumpen wurden abgebaut.
2. Zusätzlich zu den Nachkühlpumpen wurden in den Beckenkühlketten 1 und 4 auch die gesicherten Zwischenkühl- und Nebenkühlpumpen abgebaut. In diesem Fall würden nur die Komponenten der Notnachkühlketten für die BE-Lagerbeckenkühlung verbleiben.

Aus der Differenz der Bewertungen können Rückschlüsse auf die sicherheitstechnische Relevanz des Abbaus von Komponenten (insbesondere Pumpen) gezogen werden.

Für die probabilistischen Bewertungen wurde auf die von der GRS durchgeführte „Generische Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im Nachbetrieb“ /GRS 19/ zurückgegriffen. Betrachtet wird eine DWR-Anlage von Typ Vorkonvoi/Konvoi.

Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen:

Für den Ausgangszustand (alle Beckenkühlstränge vollständig verfügbar), wurde eine Häufigkeit (Erwartungswert) für den Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung über die Beckenkühlsysteme von $5,1E-6/a$ berechnet. Für die beiden betrachteten Szenarien ergaben sich folgende Ergebnisse:

- nur Nachkühlpumpen demontiert:
die Häufigkeit für den Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung über die Beckenkühlsysteme erhöht sich auf $1,4E-05/a$ in Phase 1 und $1,8E-05/a$ in Phase 2, d.h. um einen Faktor von ca. 3.
- nur die Komponenten der Notnachkühlketten verfügbar:
die Häufigkeit für den Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung über die Beckenkühlsysteme erhöht sich auf $3,1E-05/a$ in Phase 1 und $3E-05/a$ in Phase 2, d.h. um einen Faktor von ca. 6 gegenüber dem Ausgangszustand und um einen Faktor von ca. 2 gegenüber dem 1. Szenarium.

Die betrachteten Szenarien liefern in den Phasen 1 und 2 etwa gleichhohe Häufigkeiten für den Ausfall der Beckenkühlsysteme. Dies ist auf Folgendes zurückzuführen: Die geringere Zuverlässigkeit der in Phase 2 berücksichtigten Ersatzmaßnahme im Vergleich zu einem fest installierten, monatlich getesteten Notnachkühlstrang wird dadurch ausgeglichen, dass in diesem Szenarium keine Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache (GVA) zu unterstellen sind.

Unsicherheiten bestehen hinsichtlich der Versagenswahrscheinlichkeit für die übergeordnete Diagnose (Problem erkennen und eine geeignete Strategie zur Ereignisbeherrschung festlegen), da für die hier vorhandenen langen Karenzzeiten keine geeigneten Zuverlässigkeitskenngrößen (Human Error Probabilities) verfügbar sind. Ferner ist derzeit nicht bekannt, ob die beiden Zwischenkühlkreise der Redundanzen 20 und 30 in der Phase 2 verfügbar bleiben.

Bei den ermittelten Ergebnissen handelt es sich um Häufigkeiten für den Ausfall der Beckenkühlstränge und nicht um Brennstabschadenshäufigkeiten im Sinne des PSA-Leitfadens /FAK 15/. Bei den betrachteten Szenarien kann die Nachwärme aus dem BE-Lagerbecken mittels Verdampfungskühlung abgeführt werden kann. Dazu stehen lange Karenzzeiten für die Maßnahmen zur Kühlmittelergänzung und zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters zur Verfügung.

6.4 Tsunamis in der Nord- und Ostsee

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen technischen Bericht /STR 20/ dokumentiert.

Tsunamis entstehen, wenn große Mengen Wasser in kurzer Zeit verdrängt werden. Das verdrängte Wasser breitet sich dann vom Ursprungsort in Form einer Welle in alle Richtungen aus. Hierbei werden – im Gegensatz zu Windwellen – große Wassermengen über beträchtliche Entfernungen transportiert. Durch diesen Wassertransport können Tsunamis eine Überflutungsgefahr für die angrenzenden Küsten und ggf. dort gelegene kerntechnische Anlagen darstellen. Um die tatsächliche Gefährdung bewerten zu können, ist die sich ergebende Überflutungshöhe an dem jeweiligen Küstenabschnitt mit dem Hochwasserschutz einer möglicherweise betroffenen Anlage zu vergleichen.

Auslöser eines Tsunami können sehr unterschiedlich Ereignisse sein. Insbesondere kommen hierfür Erdbeben, Hangrutschungen, Vulkanismus, Explosionen, Meteoriteneinschläge und meteorologische Phänomene in Frage. Um ein möglichst vollständiges Bild der Tsunamigefährdung der deutschen Küste zu erhalten, wurden die genannten Ereignisse für die Nord- und Ostsee systematisch betrachtet und hinsichtlich der zu erwartenden Auswirkungen bewertet. Abschließend wurde auf dieser Grundlage die sicherheitstechnische Bedeutung von Tsunamis für die küstennah gelegenen deutschen Kernkraftwerke diskutiert.

Es wurden erhöhte Wasserstände (run-up) aufgrund von Tsunamis diskutiert. Da zwischen dem Auftreten von Tsunamis und den Gezeiten kein kausaler Zusammenhang besteht, wird für die Bewertung des Schutzes gegen Überflutung durch Tsunamis statt der Schutzhöhe über Normalnull (NN) selbst die Differenz zwischen dem Mittleren Tidehochwasser (MThw) und der Schutzhöhe über NN zugrunde gelegt. Das MThw übersteigt an den relevanten Küstenabschnitten der Nordsee nicht den Wert von 2 m und ist bei Greifswald (Ostsee) deutlich geringer, so dass an allen Standorten von einer Schutzhöhe von mindestens 5 m über MThw ausgegangen werden kann.

Vergleicht man die Auflaufhöhen der realistischerweise an der deutschen Nord- und Ostseeküste zu erwartenden Tsunamis mit der Schutzhöhe der küstennahen deutschen Kernkraftwerke (und anderer kerntechnischer Anlagen), so ist festzustellen, dass Tsunami kein Überflutungsrisiko für diese Anlagen darstellen. Nur wenn man statistisch extrem unwahrscheinliche Ereignisse in Kombination mit einem Tidehochwasser postuliert

könnte es standortspezifisch zur Überspülung eines Deiches kommen. Da jedoch für alle Standorte ein Versagen des Deichs unterstellt wurde, sind auch in solchen Fällen noch Sicherheitsreserven vorhanden.

Neben dem erhöhten Wasserstand kann auch das bei einem Tsunami auftretende Zurückweichen des Wassers (draw-down), d. h. das zeitweise Sinken des Wasserspiegels, eine Gefährdung darstellen. Die Dauer dieser Niedrigwasserphase entspricht ungefähr der halben Periode der Tsunami-Welle und liegt damit im Bereich von wenigen Minuten bis zu einer halben Stunde. Auf eine quantitative Diskussion der Wasserstände während dieser Phase kann jedoch verzichtet werden, da die sicherheitstechnisch notwendige Kühlung des Reaktorkerns und des Brennelementlagerbeckens auch im Falle eines zeitweiligen vollständigen Ausfalls der Primären Wärmesenke sichergestellt werden kann.

6.5 Umgang mit der Corona-Pandemie in deutschen Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen technischen Bericht /BRE 21/ dokumentiert.

Betreiber von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren in Deutschland verfügten bereits vor der aktuellen Corona-Pandemie über Pandemie- und Notfallpläne. Die bisherigen Erfahrungen zeigen, dass sie grundsätzlich auf ein Pandemiegeschehen vorbereitet waren. Die Maßnahmen wurden an den speziellen Fall des Corona-Virus angepasst. Eine besondere Herausforderung stellten die jährlichen Revisionen dar.

Revisionen wurden erstmals unter Pandemiebedingungen durchgeführt. Alle sicherheitstechnisch erforderlichen Maßnahmen wurden ergriffen. Infektionsfälle mit dem Corona-Virus sind in den Anlagen während der Revisionen in 2020 nicht aufgetreten. Über die gesamte Zeit traten bislang immer wieder nur einzelne Infektionsfälle mit dem Corona-Virus in den Anlagen auf.

Aktuell bestehen aus Sicht der GRS keine Hinweise auf einen grundsätzlichen Änderungs- bzw. Ergänzungsbedarf auf der Ebene des kerntechnischen Regelwerks, auch wenn für Pandemien spezifische Anforderungen bislang nicht bestehen.

Die GRS wird die Betriebserfahrung weiterverfolgen und dabei mögliche Rückwirkungen der Pandemie, z. B. auf menschliche und organisatorische Faktoren (ggf. durch

Einschränkung der Kommunikation durch persönliche Schutzausrüstungen, reduzierte Kontakte und somit Vorgesetztenkontrolle vor Ort) berücksichtigen.

6.6 Alterungsverhalten der Isolatorwerkstoffe VPE und SIR

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen technischen Bericht /LEB 21/ dokumentiert.

Im Rahmen dieser generischen Untersuchung wurde das Alterungsverhalten der Polymere vernetztes Polyethylen (VPE) und Silikonkautschuk (SIR) untersucht. Nach einer Darstellung, wie die Polymere jeweils chemisch aufgebaut sind, welche Varianten es gibt und wie sie hergestellt werden, wurde das Alterungsverhalten der Polymere unter dem Einfluss der typischen im Kraftwerksbetrieb relevanten Stressoren zusammengefasst.

VPE altert unter Temperatur- und Strahleneinfluss durch Oxidationsreaktionen. SIR zeigt eine Vernetzungsreaktion zwischen den Makromolekülen. Letztendlich verschlechtern sich bei beiden die Werkstoffeigenschaften, wobei im Vergleich SIR gegenüber thermischem Stress beständiger ist, wohingegen VPE gegenüber Bestrahlung beständiger ist. Bei beiden Materialien wurde in der Praxis auch Wasserbäumchenbildung beobachtet. VPE ist außerdem relativ empfindlich gegenüber UV-Licht, wogegen allerdings leicht Abhilfemaßnahmen (Additive oder Abschirmung) ergriffen werden können. Für VPE wurde außerdem ein inverser Temperatureffekt bei kombinierter thermischer und radiologischer Belastung beobachtet, der eine schnellere Alterung bei niedrigeren Temperaturen verursachen kann.

Die verschiedenen Ansätze aus den gültigen Normen und Regelwerken, die Lebensdauer von Isolatormaterialien unter dem Einfluss der beiden relevantesten Stressoren Temperatur und Strahlung zu quantifizieren, wurden diskutiert und das Normen- und Regelwerk wurde bezüglich für die thermische und radiologische Alterung anzuwendender Normen ausgewertet. Wesentliche Normen sind DIN VDE 60216 für thermische Alterung und DIN VDE 61244 für radiologische Alterung. DIN ISO 2578 ist inhaltlich durch DIN VDE 60216-8 weitgehend abgedeckt. Die Normen enthalten verschiedene miteinander kombinierbare Vorgehensweisen, um thermische und radiologische Alterung für eine Lebensdauerabschätzung von Isolatormaterial zu berücksichtigen. Diese Algorithmen sind, abgesehen von einigen materialspezifischen Konstanten, die in die Rechnung eingehen, jeweils materialunabhängig formuliert. Bei Vorliegen von materialspezifischen

Sondereffekten, wie Phasenübergängen, sind sie nur eingeschränkt einsetzbar. Diese Effekte und die daraus folgenden Einsatzgrenzen der Algorithmen müssen daher gesondert ermittelt werden und sind nicht direkt aus dem mathematischen Formalismus der Lebensdaueralgorithmien selbst ableitbar.

Abschließend wurden Anforderungen und Eigenschaften formuliert, die bei der Erstellung eines Rechenprogramm zur tatsächlichen Berechnung der Lebensdauern durch die GRS zu berücksichtigen wären. Neben einer technischen Umsetzung des Rechenprogramms für jeden Algorithmus sind auch materialspezifische Recherchen durchzuführen, um eventuelle Sondereffekte zu berücksichtigen und die benötigten Materialkonstanten zu erfassen.

6.7 Vorstudie zur Nutzung von Künstlichen Intelligenzen im Zusammenhang mit Einwirkungen von außen

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen technischen Bericht /STR 21/ dokumentiert.

In den letzten Jahren finden Künstliche Intelligenzen (KI) in verschiedenen wissenschaftlichen und technischen Bereichen vermehrt Anwendung. Daher sollte im Rahmen einer generischen Vorstudie die Möglichkeit ihrer Nutzung im Zusammenhang mit dem Schutz kerntechnischer Anlagen gegen naturbedingte Einwirkungen von außen (EVA) bewertet werden. Ausgangspunkt waren die Fragen, welche Arten von KI existieren, für welche Anwendungen sie sich eignen und inwieweit sie im Bereich naturbedingter EVA eingesetzt werden können. Hierzu wurde eine Literaturrecherche durchgeführt, auf deren Grundlage anschließend eine erste Bewertung der Nutzbarkeit von KI im Zusammenhang mit sicherheitstechnischen Fragestellungen im Bereich der naturbedingten EVA erfolgte.

Im Zusammenhang mit EVA bzw. Naturereignissen wird aktuell mit der Anwendung von KI in zwei Bereichen experimentiert:

- als Vor- bzw. Frühwarnsysteme und
- als Hilfsmittel zur Ableitung von Extremereignissen.

KI-Systeme werden beispielsweise zur Vorhersage von Erdbeben, Tsunamis, Hochwasserereignissen, Dürren, Vulkanausbrüchen, Hurrikans und großflächigen Bränden

versuchsweise angewendet. Als Beispiele seien hier ein Frühwarnsystem für Tsunamis von Mitsubishi Electric, das mittels Radardaten und eines Deep-Learning-Algorithmus Wellenhöhen prognostiziert, ein Warnsystem für Vulkanausbrüche von IBM auf Basis der Auswertung seismischer Signale, sowie die Verfolgung und Vorhersage der Zugbahn von Hurrikans anhand von Satellitendaten und eines lernenden KI-Systems durch die NASA genannt.

Als Anwendung zur Ableitung von Extremereignissen wird beispielsweise an der University of Maryland mit der lokalen Ableitung von Extremregenereignissen kürzerer Zeitskalen (Minuten bis Stunden) aus den Niederschlagsberechnungen regionaler Klimamodelle experimentiert. Dabei werden die Vor- und Nachteile bestimmter KI-Systeme, wie z. B. künstlicher neuronaler Netze, Boosted Tree und Support Vector Regression, untersucht.

Für die Nutzung in sicherheitstechnisch relevanten Bereichen der Kerntechnik ist die Aussagesicherheit der von KI-Systemen generierten Ergebnisse von besonderer Bedeutung. Für regelbasierte KI-Systeme, deren Verhalten durch algorithmische Regeln und maschinenlesbares Wissen von menschlichen Expertinnen oder Experten definiert wird, lässt diese sich mit den auch bei anderer Software üblichen Methoden (Validierung und Verifizierung) überprüfen. Bei lernenden KI-Systemen, die mithilfe von Daten trainieren, wie ein Problem zu lösen bzw. eine Aufgabe zu erfüllen ist, ist dies jedoch nur eingeschränkt möglich – in vielen Fällen bisher überhaupt nicht. Solche Systeme stellen weitgehend eine „Black Box“ dar, bei der sich nicht nachvollziehen lässt, wie die Ergebnisse zustande kommen. Auch wenn man bei einigen Systemen, wie z. B. künstlichen neuronalen Netzen die abgeleiteten Gewichtungsfaktoren nachträglich auslesen kann, bleibt unklar, wie diese generiert wurden bzw. warum sie gewählt wurden. Eine begrenzte Überprüfung des Verhaltens lernender KI-Systeme ist möglich, indem sie auf Ausgangsdaten angewendet werden, für die das Ergebnis bekannt ist, die jedoch nicht zum Trainieren des Systems verwendet wurden. Dieses Vorgehen lässt jedoch keine Bewertung der Aussagesicherheit bei von den Trainings- und Überprüfungsdaten deutlich abweichenden (oder unvorhergesehenen) Eingangsdaten zu. Insgesamt ist die Nutzung von KI-Systemen bei sicherheitstechnischen Anwendungen daher nicht einfach möglich und aus heutiger Sicht nicht generell zu empfehlen. Ihr Einsatz erfordert sehr große Sorgfalt bei der Auswahl geeigneter (Teil-)Bereiche, in denen sie zum Einsatz kommen können und Vorteile gegenüber klassischen Methoden und Systemen bieten. KI-basierte Früh- und Vorwarnsysteme zur Initiierung von (temporären) Schutzmaßnahmen sind in diesem

Kontext weniger kritisch zu bewerten als Verfahren, die zur Ableitung von Bemessungsereignissen dienen, welche als seltene Extremereignisse meist weit außerhalb des Erfahrungshorizontes der Trainingsdaten liegen. Da der Forschungs- und Entwicklungsstand zu KI-Systeme sich jedoch sehr rasch entwickelt und ständig neue Verfahren und Anwendungen hinzukommen, ist zukünftig auch mit einer Ausweitung der potenziellen Einsatzmöglichkeiten in der Kerntechnik zu rechnen.

7 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 insbesondere 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.

Bei einer vertieften Betrachtung von nationalen und internationalen Ereignissen an Klappen in wasserführenden Systemen zeigte sich, dass die Ursachenschwerpunkte für Ausfälle neben Störungen in der Elektro- und Leittechnik bei der Instandhaltung und Herstellung bzw. Konstruktion liegen, wobei insbesondere die beiden letzteren Punkte ein Potential für systematische Fehler besitzen.

Es wurde ein mehrstufiges Würfelverfahren (Zufällige Auswahl des BEs, des Verbiegestyps, dessen Orientierung und der Verbiegungsamplitude) erarbeitet, welches prinzipiell die Spaltverteilungen im Kern radial und axial variiert werden kann. Dieses Würfelverfahren kann in einen Gesamtansatz zur Durchführung einer statistischen KMV-Analyse mit Berücksichtigung einer durch BE-Verbiegungen bewirkten Ganzkern-Spaltverteilung einfließen.

Eine probabilistische Untersuchung zur Zuverlässigkeit des Beckenkühlsystems in zwei Nachbetriebsphasen wurde durchgeführt. (Phase 1: Nachkühlpumpen abgebaut, 24 h Karenzzeit; Phase 2: Nachkühlpumpen und eine Notnachkühlpumpe abgebaut, 72 h Karenzzeit, Ersatzmaßnahme (mobile Pumpe) für betriebliche Beckenkühlpumpe vorhanden) Auslösendes Ereignis war jeweils der Ausfall der laufenden betrieblichen Beckenkühlpumpe. Es wurde dabei außerdem zwischen zwei Szenarien unterschieden: Mit und

ohne Abbau der gesicherten Zwischen- und Nebenkülpumpen. Es zeigte sich, dass sich die Eintrittshäufigkeit für den Ausfall aller Beckenkühlstränge zwischen den beiden Phasen relativ wenig ändert, sich allerdings zwischen den beiden Szenarien um einen Faktor von ca. zwei unterscheidet.

Im Rahmen der Untersuchung von Tsunamis in der Nord- und Ostsee wurde erneut festgestellt, dass die Auflauhöhen der realistischerweise an der deutschen Nord- und Ostseeküste zu erwartenden Tsunamis kein Überflutungsrisiko für deutsche Kernkraftwerke darstellen. Standortspezifisch kann es bei extremunwahrscheinlichen Ereigniskombinationen zur Überspülung eines Deiches kommen. Da jedoch für alle Standorte ein Versagen des Deichs unterstellt wurde, sind auch in solchen Fällen noch Sicherheitsreserven vorhanden.

Die Untersuchungen zum Umgang mit der Corona-Pandemie ergaben, dass ein sicherer Betrieb aufrechterhalten und die Revisionen auch unter Pandemiebedingungen durchgeführt werden konnten. Grundsätzlicher Änderungs- bzw. Ergänzungsbedarf des kerntechnischen Regelwerks besteht aus Sicht der GRS nicht, auch wenn pandemiespezifische Anforderungen bislang nicht bestehen.

Im Rahmen einer generischen Untersuchung wurde das Alterungsverhalten der Polymere vernetztes Polyethylen (VPE) und Silikonkautschuk (SIR) untersucht. VPE altert unter Temperatur- und Strahleneinfluss durch Oxidationsreaktionen. SIR zeigt eine Vernetzungsreaktion zwischen den Makromolekülen. Die verschiedenen Ansätze aus Normen und Regelwerken, die Lebensdauer von Polymeren unter dem Einfluss der relevantesten Stressoren Temperatur und Strahlung zu quantifizieren, wurden ausgewertet. Wesentliche Normen sind DIN VDE 60216 für thermische Alterung und DIN VDE 61244 für radiologische Alterung. Die gesammelten Erkenntnisse können bei der Erstellung eines Rechenprogramm zur Berechnung der Lebensdauern von Isolatorwerkstoffen Berücksichtigung finden.

Eine Vorstudie zur Nutzung von Künstlichen Intelligenzen (KI) im Zusammenhang mit Einwirkungen von außen ergab, dass KI auf diesem Gebiet vor allem als Vor- und Frühwarnsystem, aber vereinzelt auch als Hilfsmittel zur Ableitung von Extremereignissen (z. B., um Auslegungsbedingungen zu definieren) eingesetzt wird. Als wesentliche Herausforderung wurde die Frage der Aussagesicherheit der von KI-Systemen generierten Ergebnissen identifiziert. Zu deren Prüfung fehlen für lernende Systeme etablierte Vorgehensweisen. Dies ist insbesondere bei der Anwendung als Mittel zur Ableitung von

Extremereignissen, für die in der Regel wenige oder keine Trainingsdaten vorliegen, als kritisch zu bewerten.

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

- /AUR 20/ A. Aures, A. Travleev, R. Kilger, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Wasserspaltverteilungen anhand eines konsistenten Spaltwürfelverfahrens, Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 4718R01311, Januar 2020
- /BAB 20/ S. Babst, G. Mayer, A. Kerner, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Probabilistische Bewertungen für die verschiedenen Phasen des Nachbetriebs, Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 4718R01311, Mai 2020
- /BRE 21/ A. Breest, M. Jopen, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Generische Untersuchung zum Umgang mit der Corona-Pandemie in deutschen Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren, Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 4718R01311, März 2021
- /BRO 20/ A. Bröcker, M. Foldenauer, B. Schneider, A. Voswinkel, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Ereignisse im Zusammenhang mit Klappen in wasserführenden Systemen mit sicherheitstechnischer Bedeutung, Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 4718R01311, März 2020
- /FAK 15/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: Mai 2015, BfS-SCHR-61/16, Salzgitter, September 2016
- /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
- /GRS 18/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Vertiefte Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren, Jahresbericht 2017/2018 (Juni 2017 – September 2018), September 2018, GRS-530

- /GRS 19/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH:
Generische Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im Nachbetrieb,
GRS-541, Juli 2019
- /GRS 20/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Vertiefte
Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren, Jahresbe-
richt 2018/2019 (Oktober 2018 – September 2019), Juni 2020, GRS-594
- /IAEA 18/ Safety Standards Series No. SSG-50 “Operating Experience Feedback for
Nuclear Installations” Specific Safety Guide, International Atomic Energy
Agency, Vienna, 2018
- /LEB 21/ M. Leberecht, V. Fedorov, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH, Alterungsverhalten der Isolatorwerkstoffe VPE und SIR,
Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 4718R01311, März 2021
- /RSK 15/ Anforderungen an die statistische Nachweisführung bei Kühlmittelverlust-
störfall-Analysen, RSK-Stellungnahme, 475. Sitzung der Reaktor-Sicher-
heitskommission (RSK) am 15.4.2015
<http://www.rskonline.de/sites/default/files/reports/epanlage1rsk475hp.pdf>
- /STR 20/ C. Strack, G. Thuma, Generische Untersuchung zu Tsunamis in der Nord-
und Ostsee, Technischer Bericht im Rahmen des Vorhabens 4718R01311,
Juni 2020
- /STR 21/ C. Strack, G. Thuma, E. Zakharko, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktor-
sicherheit (GRS) gGmbH, Vorstudie zur Nutzung von Künstlichen Intelli-
genzen im Zusammenhang mit Einwirkungen von außen, Technischer Be-
richt im Rahmen des Vorhabens 4718R01311, März 2021

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 4718R01311).....	9
Abb. 3.1	Prinzipskizze eines Winkelflanschstützens mit Ventilen	12
Abb. 3.2	Anordnung der Laufräder und der Radbruchstütze in einem Schemel, Auszug DIN 15078 /3/.....	17
Abb.3.3	Darstellung des Soll-Zustandes der Verschraubung (links) und des Ist-Zustandes (rechts) mit Plombierschrauben der Schutzplatte am Sekundär deckel.....	21

Tabellenverzeichnis

Tab. 4.1	Vorausgewählte Ereignisse des Jahres 2017 und Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen	25
-----------------	--	----

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
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