

**Vertiefte Untersuchungen  
von Betriebserfahrungen  
aus Kernreaktoren**

**Jahresbericht 2023 - 2024  
(April 2023 – März 2024)**

## **Vertiefte Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren**

**Jahresbericht 2023-2024  
(April 2023 – März 2024)**

Zusammengestellt von  
Marc Foldenauer  
Vasily Fedorov

März 2024

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4721R01311 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 BMUV übereinstimmen.

**Deskriptoren**

Betriebserfahrung, Kernkraftwerke, meldepflichtige Ereignisse, Übertragbarkeit

## **Kurzfassung**

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

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 the BMUV. 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 the BMUV.

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

	<b>Kurzfassung.....</b>	<b>I</b>
	<b>Abstract.....</b>	<b>III</b>
<b>1</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Vorgehensweise zur Auswertung von Betriebserfahrung .....</b>	<b>3</b>
2.1	Hintergrund.....	3
2.2	Ziele.....	5
2.3	Informationsfluss und Quellen.....	5
2.4	Vorgehen.....	6
<b>3</b>	<b>Ergebnisse der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung.....</b>	<b>11</b>
3.1	Anlagen- und Systemtechnik .....	11
3.1.1	„Entgleiten eines Brennstabes aus der Brennstabwechsellvorrichtung“ ....	11
3.1.2	„Nicht hergestellte Verriegelung einer Innengehängelasche bei der CASTOR-Abfertigung“ .....	13
3.2	Elektro- und Leittechnik .....	15
3.2.1	„Sicherungsfall am 48V-GS Schaltanlagenabzweig BWE 07.L001“ .....	15
3.3	Mensch – Technik – Organisation.....	16
3.3.1	„Fehlerhafte Abbautätigkeiten an nicht zum Abbau vorgesehenen Komponenten“ .....	16
3.3.2	„Beschädigung des Tors zwischen dem Reaktorgebäude und dem Dekontaminationsgebäude“ .....	18
<b>4</b>	<b>Ergebnisse der Precursor-Analysen .....</b>	<b>21</b>
4.1	Einleitung.....	21
4.2	Vorauswahl von Ereignissen.....	22
4.3	Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen .....	24
4.4	Probabilistisch nicht bewertete Ereignisse .....	27

4.5	Untersuchungen hinsichtlich der Weiterentwicklung von Methoden für die Precursor-Analyse .....	27
4.6	Zusammenfassung .....	28
<b>5</b>	<b>Ergebnisse der generischen Auswertung von Rückflüssen zu Weiterleitungsnachrichten .....</b>	<b>29</b>
<b>6</b>	<b>Ergebnisse zusätzlicher weiterführender Arbeiten .....</b>	<b>31</b>
6.1	Pilotstudie zur Analyse von Ereignissen in Bezug zu Täuschungen.....	31
6.2	Sachstandsbericht zur Beaufsichtigung von Fremdpersonal .....	33
6.3	Untersuchung ausgewählter Ereignisse am Analysesimulator .....	35
6.4	Auswertung IGALL Ergebnisse .....	37
<b>7</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>39</b>
	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>41</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>43</b>
	<b>Tabellenverzeichnis.....</b>	<b>45</b>

# 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 4721R01311 „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, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) 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 April 2023 bis März 2024, wichtige Ergebnisse der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung (Kapitel 3), der Precursor-Analysen (Kapitel 3.3), 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 auslegungsüberschreitenden 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 und Abbau 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 BMUV 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. Zunächst erfolgt ein wöchentliches Erstscreening im Rahmen einer interdisziplinären Arbeitsgruppe, die die zuständigen Fachgebiete festlegt und bei sofortigem Handlungsbedarf eine priorisierte Bearbeitung einleitet. Für jedes Ereignis erfolgt dann durch einen oder mehrere Bearbeiter der zuständigen Fachgebiete 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 Maschinen- und Systemtechnik, 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.

Um in diesem Vorhaben die Berücksichtigung eines auf breiter Grundlage zu ermittelnden Standes von Wissenschaft und Technik zu realisieren, bezieht die GRS zusätzlich externen Sachverstand mit ein. So werden das Öko-Institut e.V. und das Physikerbüro Bremen als Unterauftragnehmer hinzugezogen und nehmen an den regelmäßigen Vorkommnisbesprechungen der interdisziplinären Arbeitsgruppe teil.

Jedes untersuchte Vorkommnis (meldepflichtiges Ereignis oder sonstige Betriebserfahrung) wird GRS-intern mit sicherheitsrelevanten Merkmalen und einem Kurzbericht 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. Die Auswertung internationaler Ereignisse wird im Rahmen eines anderen Vorhabens ebenfalls durch monatliche Berichte dokumentiert.

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 BMUV, in anderen Vorhaben.

Tatsächlich oder potentiell sicherheitstechnisch bedeutsam sind Ereignisse, die Mängel hinsichtlich der mehrfachen Ausbildung der Barrieren oder in den Vorkehrungen zum

Schutz der Barrieren auf den einzelnen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes aufzeigen. Darauf können insbesondere folgende Punkte hindeuten:

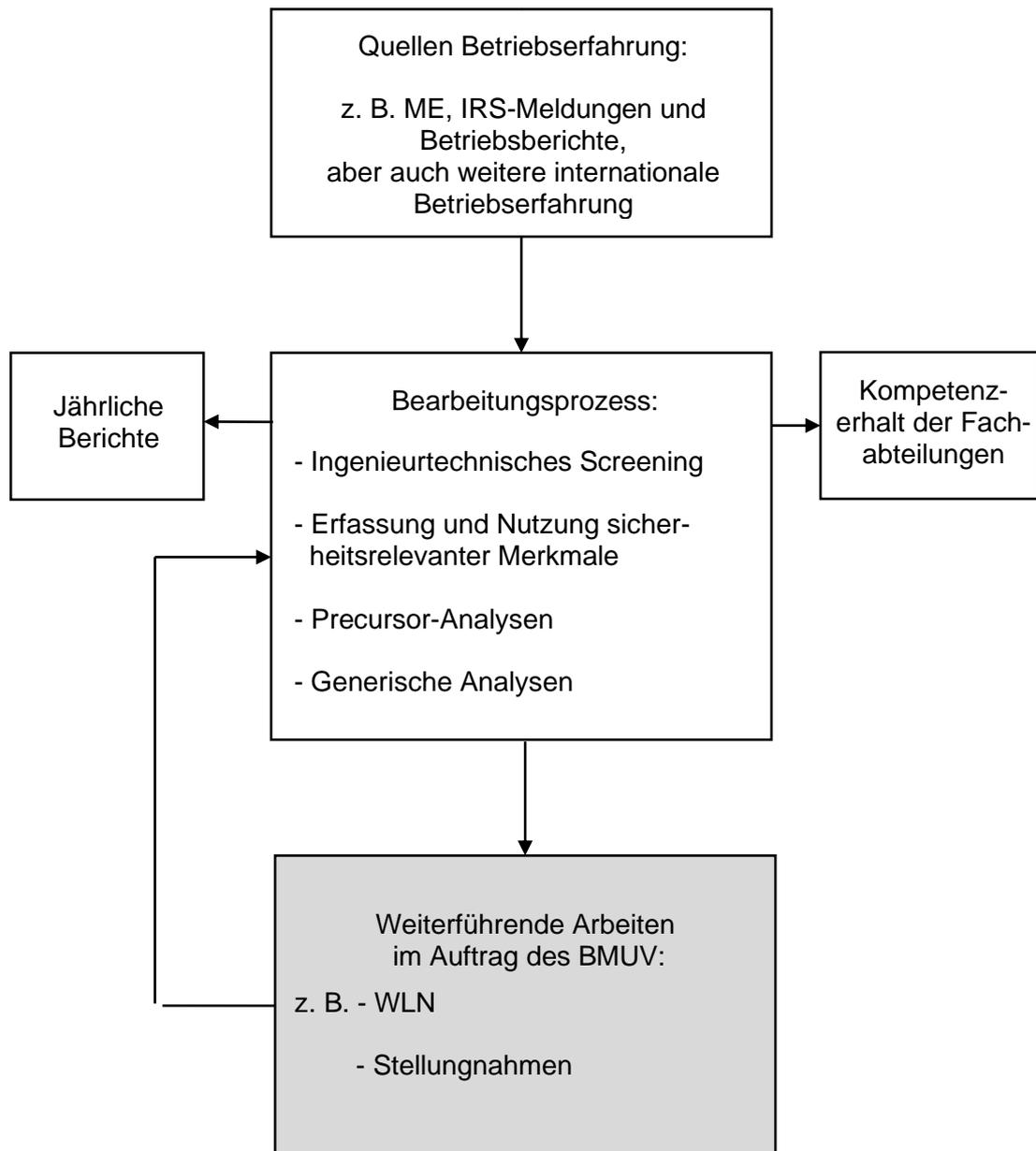
- Nichterfüllung von Auslegungsmerkmalen für einzelne Sicherheitsebenen,
- nicht auslegungs- bzw. erfahrungsgemäßes System- oder Komponentenverhalten,
- bedeutsame Erhöhung der Wahrscheinlichkeit störfallauslösender Ereignisse oder der Wahrscheinlichkeit für Schadenszustände des Sicherheitssystems,
-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

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 3.3).

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 1) 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 4721R01311, sondern werden im Vorhaben 4721R01340 bearbeitet)



### **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 „Entgleiten eines Brennstabes aus der Brennstabwechsellvorrichtung“**

An einer abgeschalteten DWR-Anlage im Rahmen von vorbereitenden Brennelement-Reparaturarbeiten zur Entsorgung von Brennelementen (BE) im Lagerbecken, wurde seitens des Bedienpersonals ein herabgefallener Brennstab im BE-Lagerbecken bemerkt.

Aus der Brennstabposition war abzuleiten, dass dieser unmittelbar vor dem Erreichen des Brennelementes aus der Brennstabwechsellvorrichtung (BSW) entwichen ist, auf den Beckenboden glitt und sich an der Wandhalterung anlehnte. Der Brennstab zeigte eine leichte Verformung. Visuell und durch die radiologischen Messwerte konnte bestätigt werden, dass der Brennstab weiterhin dicht war. An der Auskleidung des Beckens waren keine Beschädigungen zu erkennen. Die BSW wird von der Hilfsbrücke aus bedient und dient dazu bei Reparatur- oder Prüfvorgängen an BE einzelne Brennstäbe zu ziehen, wieder einzusetzen oder in Brennstabköchern abzulegen. Die Brennstabwechsellvorrichtung fährt die jeweiligen Positionen elektromotorisch über die Hilfsbrücke (X-Y-Achsen) und einen eigenen Motor (Z-Achse) an. Der Greifer besteht aus einer Spannzange und einer Überwurfhülse. Die Überwurfhülse wird durch eine Feder vorgespannt, so dass sie im inaktiven Zustand über die Spannzange geschoben wird und der Greifer geschlossen ist. Beim Greifvorgang wird die Überwurfhülse pneumatisch angehoben, wodurch die Spannzange öffnet und den Endstopfen des Brennstabs greifen kann.

Die Stellung von Spannzange und Überwurfhülse zueinander wird durch Endschalter überwacht und durch Meldungen auf dem Bedientableau angezeigt. Eine technische Verriegelung, die das Verfahren der BSW vor dem Erreichen einer der beiden Endpositionen verhindert, ist nicht Teil der Auslegung. Während der Fahrt wird die Pneumatik durch ein zuvor per Hand zu betätigendes Ventil isoliert. Videoaufnahmen vom fraglichen Transportvorgang existieren nicht. Eine direkte Beobachtung des Greifvorgangs selbst per Kamera ist auch nur schwierig möglich, da die Zentrierplatten die Sicht versperren.

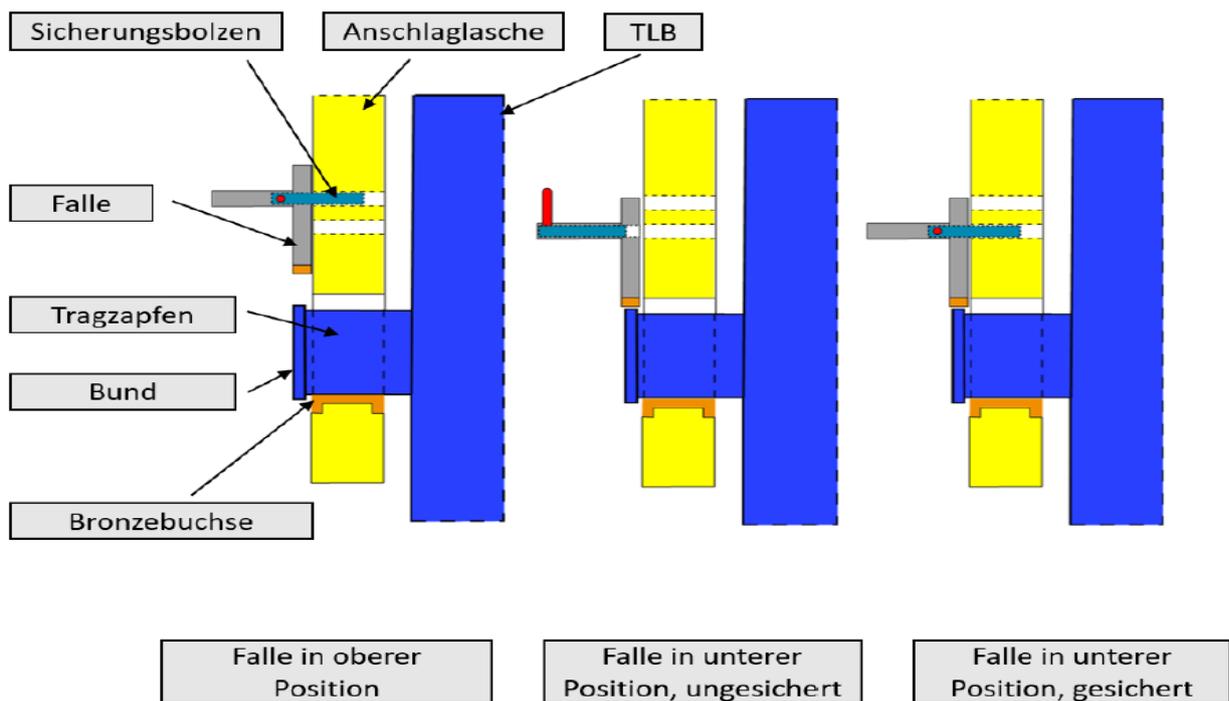
Ein irrtümlicher Öffnungsbefehl des Greifers konnte ausgeschlossen werden, da sich das dabei zu betätigende Pneumatikventil bei gezogenem Brennstab in nicht erreichbarer Höhe befindet. Eine nach dem Ereignis anschließend durchgeführte Funktionsprüfung ergab, dass es beim Greifen des Brennstabs dazu kommen kann, dass die Spannzange die Endkappe des Brennstabs nicht formschlüssig umfasst. Bei einer derartigen, nur kraftschlüssigen Verbindung besteht die Möglichkeit, dass der Brennstab bei Erschütterungen, wie sie während des horizontalen Verfahrens der Brennstabwechsellvorrichtung im BE-Lagerbecken auftreten können, aus dem Greifer rutscht. Ein nicht ordnungsgemäßes Schließen des Greifers ist an dem Bedientableau erkennbar. Die Stellungen „Greifer offen“ und „Greifer geschlossen“ werden jeweils durch Signallampen angezeigt. Bei einem nicht formschlüssigen Umfassen des Brennstabs leuchtet allerdings keine der beiden Lampen auf. Ein derartiges Meldebild, bei dem also keine Signallampe aufleuchtet, wurde vom Bedienpersonal während des Transports des Brennstabs nicht als auf einen Fehler hindeutend erkannt bzw. nicht korrekt interpretiert.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da vergleichbare Brennstabwechsellvorrichtungen in allen deutschen Anlagen, die noch nicht kernbrennstofffrei sind, existieren. Arbeiten, bei denen einzelne Brennstäbe entfernt und in BE-Köchern platziert werden müssen, sind prinzipiell in allen solchen Anlagen durchzuführen. Daher empfiehlt die GRS zu prüfen, ob derartige Hebezeuge zur Handhabung von Brennstäben auf der Anlage vorhanden sind und ggf. zum Einsatz kommen können, deren Greifvorgang aus geometrisch-optischen oder radiologischen Gründen nicht oder nicht gut visuell überwacht werden kann und somit die Überwachung hauptsächlich über die Stellungsanzeigen des Greifers erfolgt. Für die in Frage kommenden Hebezeuge zur Handhabung von Brennstäben, auf ist zu prüfen, ob technische Vorkehrungen und/oder administrative Vorkehrungen vorhanden sind, die ein form- und kraftschlüssiges Greifen sicherzustellen. Sollte ein form- und kraftschlüssiges Greifen nicht sichergestellt sein,

sollten entsprechende Abhilfemaßnahmen getroffen werden. Für Hebezeuge zur Handhabung von Brennstäben sollten bei der Gestaltung des Bedientableaus sowie bei der Signalisierung des Zustandes des Greifers, ergonomische Aspekte berücksichtigt werden. Insbesondere sollte ein nicht form- und kraftschlüssiges Greifen durch eine optisch klar und eindeutig erkennbare Störmeldung angezeigt werden, welche von betrieblichen Anzeigen deutlich abgegrenzt ist.

### 3.1.2 „Nicht hergestellte Verriegelung einer Innengehängelasche bei der CASTOR-Abfertigung“

Während des Transportvorganges eines Transport- und Lagerbehälters (TLB) vom Typ CASTOR nach seiner Beladung aus dem Beladebecken eines nicht mehr in Betrieb befindlichen Kernkraftwerks wurde festgestellt, dass die Falle, ein verschiebbares Sicherungselement der sogenannten Anschlaglasche, nicht wie vorgesehen durch ihren Sicherungsbolzen verriegelt war. Dies führte zu einem Riss im Auflagebereich der Bronzebuchse der Anschlaglasche.



**Abb. 3.1** Schnitt durch Anschlaglasche und TBL als Prinzipskizze

Der Vorgang des Anschlages gestaltet sich wie folgt: Vor dem Transport des TLB in das Beladebecken werden die Anschlaglaschen des Hebezeugs über die beiden oberen

Tragzapfen des TLB geführt und mit Hilfe der Falle in dieser Position verriegelt. Für diesen Vorgang müssen Tragzapfen und Lasche zunächst zentriert werden, damit der Bund des Tragzapfens, der einen etwas größeren Durchmesser besitzt als der Tragzapfen selbst, durch das Auge der Anschlaglasche passt. Danach wird das Hebezeug etwas angehoben, bis der Tragzapfen auf der Bronz Buchse der Anschlaglasche aufliegt. In dieser Position kann die Falle in ihre Sicherungsposition verschoben werden und dort mit dem Sicherungsbolzen verriegelt werden (siehe Abb. 3.1). Der Sicherungsbolzen wird durch eine Kulissee in der Verriegelungsposition gesichert. Nach dem Abstellen des TLB im Beladebecken werden zur Beladung des Behälters die Anschläge an der Krantraverse gelöst. Die Verbindung von Anschlaglasche und Tragzapfen des TLB bleibt erhalten. Ein Ab- oder Anschlagen der Anschlaglasche an den Tragzapfen des TLB ist im Beladebecken nicht möglich. Eine visuelle Kontrolle der Falle und ihrer Sicherung ist in dieser Position erschwert. Ein selbstständiges Lösen der Verriegelung und somit ein Verschieben der Falle sei laut Betreiber jedoch ausgeschlossen. Als Ursache sei daher nur eine Fehlhandlung möglich.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da dort ebenfalls die vergleichbare TLB zum Transport und Lagerung für abgebrannte Brennelemente im Einsatz sind. Daher empfiehlt die GRS zu prüfen, inwieweit die ergonomische Gestaltung der Anschlagmittel eines TLB verbessert werden kann; hinsichtlich der Durchführung des Lastanschlags und der Erkennung eines korrekt durchgeführten Anschlags inklusive Sicherung. Des Weiteren inwieweit durch technische Maßnahmen das Anheben eines nicht korrekt angeschlagenen Behälters vermieden werden kann, wie z. B. mechanische Änderungen am Verriegelungsmechanismus oder ggf., ob eine leittechnische Überwachung der Anschläge und eine Einbindung in die Kransteuerung vorgenommen werden kann. Dabei ist das gesamte Tragmittel einzubeziehen.

## **3.2 Elektro- und Leittechnik**

### **3.2.1 „Sicherungsfall am 48V-GS Schaltanlagenabzweig BWE 07.L001“**

Im April 2023 kam es in einem deutschen Kernkraftwerk zu einem Sicherungsfall an einem 48 V-Gleichstromschaltanlagenabzweig. Dadurch kam es zum kurzfristigen Ausfall (25 Minuten) der Spannungsversorgung von mehreren Leittechniksschränken mit sicherheitstechnisch wichtigen Leittechnikfunktionen. Zum Ereigniszeitpunkt befand sich die Anlage in der Stillstandsphase. Die Notsteuerstelle war besetzt.

Bei der eingesetzten Sicherung handelt es sich um eine Niederspannungs-Hochleistungssicherung (NH-Sicherung) des Typs 3 NA 6805 NH 000-gL/gG vom Hersteller Siemens, welche der Sicherungsfunktionsklasse „Ganzbereichssicherung“ zuzuordnen ist. Gemäß Herstellerangaben dient dieser Sicherungstyp dem Kabel- bzw. dem Leitungsschutz. NH-Sicherungen werden als Schmelzsicherungen ausgeführt und können zur Überstrom- und/oder Kurzschlussstromauslösung eingesetzt werden. Im vorliegenden Fall kam es zur Überstromauslösung der eingesetzten Sicherung aufgrund nicht ausreichenden Abstands zwischen dem Verbrauchernennstrom und dem Sicherungsbemessungsstrom der eingesetzten Sicherung in dem betroffenen Schaltanlagenabzweig. Die durchgeführten Messungen an diesem Abzweig nach Austausch der ausgelösten Sicherung zeigten, dass ein höherer Verbrauchernennstrom als der Sicherungsbemessungsstrom des Abzweigs vorlag. In der Folge löste die Sicherung entsprechend ihrer Auslösecharakteristik (Strom-Zeit-Kennlinie) aus. Aufgrund der revisionsbedingten Freischaltung der Scheibe 40/80, war zu diesem Zeitpunkt die Ersteinspeisung der betroffenen drei leittechnischen Schränke, welche über die Scheibe 80 erfolgt, planmäßig unverfügbar. Durch die Überstromauslösung erfolgte eine Meldung auf der Warte.

Diese Erkenntnisse können auch für andere deutsche Anlagen relevant sein, da dort ggf. Änderungen (Modifikationen/Nachrüstungen) in den Schaltanlagenabzweigen vorgenommen werden. Insbesondere im Zuge des Rückbaus der Anlagen ist mit solchen Änderungen zu rechnen. Es ist nicht auszuschließen, dass sich derartige Änderungen auf die Stromversorgung doppelt eingespeister sicherheitstechnisch wichtiger Leittechniksschränke auswirken können. Im Rahmen eines früheren Vorhabens in den 80er Jahren hat die GRS bereits eine Weiterleitungsnachricht erstellt. Die GRS empfiehlt nun, in Ergänzung zu den Empfehlungen aus den 80er Jahren, dass zu prüfen ist, ob bei den zum Überstromschutz eingesetzten Sicherungen in den Einspeiseleitungen von sicherheitstechnisch wichtigen Leittechniksschränken mit Doppeleinspeisung bei Ausfall einer der

beiden Schrankeinspeisungen, ein ausreichender Abstand zwischen dem Verbrauchernennstrom und dem Sicherheitsbemessungsstrom entsprechend diesbezüglichen Vorgaben/Empfehlungen aus gängigen Normen (z. B. DIN EN 60269-5) besteht und ob die Anforderungen aus der KTA 3705 hinsichtlich der Auslegung von Überstromschutzeinrichtungen berücksichtigt werden. Hierzu ist der bei Einzeleinspeisung maximal zu erwartende Verbrauchernennstrom sicherheitstechnisch wichtiger Leittechniksschranken mit Doppelseinspeisung zu ermitteln. Sollten diese Anforderungen, Vorgaben und Empfehlungen nicht erfüllt sein, sind Abhilfemaßnahmen zur entsprechenden Auslegung der Sicherungen zu treffen. Bei Änderungen oder Nachrüstungen in sicherheitstechnisch wichtigen Leittechniksschranken mit Doppelseinspeisung oder bei Änderungen oder Nachrüstungen mit Auswirkungen auf deren Stromversorgung, ist sicherzustellen, dass bei Ausfall einer der beiden Schrankeinspeisungen ein ausreichender Abstand zwischen dem Verbrauchernennstrom und dem Sicherheitsbemessungsstrom der in den Einspeisungen zum Überstromschutz eingesetzten Sicherungen entsprechend diesbezüglicher Vorgaben/Empfehlungen aus gängigen Normen vorliegt und dass die Anforderungen aus der KTA 3705 hinsichtlich der Auslegung von Überstromschutzeinrichtungen berücksichtigt werden.

### **3.3 Mensch – Technik – Organisation**

#### **3.3.1 „Fehlerhafte Abbautätigkeiten an nicht zum Abbau vorgesehenen Komponenten“**

In den letzten Jahren wurden mehrere Ereignisse aus deutschen Kernkraftwerken gemeldet, in denen es zu fehlerhaften Abbautätigkeiten an Rohrleitungen gekommen ist. So kam es zum Beispiel in einem ehemaligen Siedewasserreaktor zum fehlerhaften Ansägen einer noch nicht zum Abbau freigegebenen Rohrleitung im Kontrollbereich des Reaktorgebäudes. Die Rohrleitung war nicht eindeutig für die dauerhafte Außerbetriebnahme gekennzeichnet, d. h. die Rohrleitung hatte unmittelbar an der fehlerhaft angeschnittenen Stelle keine Markierung und befand sich im unmittelbaren Umfeld von Leitungen, die bereits für den Abbau freigegeben waren. Des Weiteren war die Rohrleitung in der Arbeitsmappe nicht referenziert, da diese Leitung im Betriebsführungssystem einem anderen Raumbereich zugeordnet war.

Die fehlerhaft angesägte Rohrleitung ist Teil des Dichtungssperrwassersystems für die Gleitringdichtungen der Zwangsumwälzpumpen, welche bereits außer Betrieb genommen waren. Die Rohrleitung selbst war allerdings noch nicht für den Abbau freigegeben, da zum Zeitpunkt des Ereignisses über die Gleitringdichtung noch eine Verbindung zum Wasserinventar des Reaktordruckbehälters (RDB) bestand und die in der Rücklaufleitung liegenden Magnetventile freigeschaltet und daher nicht vollständig dicht waren. Die Rohrleitung wurde zunächst vorsichtig angesägt (zur Kontrolle auf Restmedien im System), wobei es zum Austritt einer ungewöhnlich großen Wassermenge kam.

In einer anderen Anlage, einem Druckwasserreaktor, kam es im Rahmen von Stilllegungstätigkeiten zum fehlerhaften Trennen einer Rohrleitung des Anlagenentwässerungssystems in einem Rohrkanal des Ringraums. Das ausführende Personal vor Ort nahm fehlerhaft an, dass die sich in Stilllegung befindliche Rohrleitung zur Störkantenbeseitigung freigegeben war. Das Anlagenentwässerungssystem befand sich zum Zeitpunkt des Ereignisses in der Stilllegung. In Folge betrieblicher Schaltvorgänge trat kontaminiertes Medium aus, wobei mehrere Raumbereiche betroffen waren. Nach dem Erkennen des Mediumaustrittes durch das Personal vor Ort, wurde die Rohrleitung abgesperrt.

In einer weiteren Anlage kam es im Rahmen von Abbautätigkeiten an einem Rohrkanal zu einem fehlerhaften Trennen einer sich noch im Betrieb befindlichen Rohrleitung des Abwassersammelsystems. Die Rohrleitung durchläuft mehrere Räume und ist ansonsten durchgehend als Restsystem gekennzeichnet. Das betroffene Teilstück innerhalb des Rohrkanals war bis dato nicht zugänglich und nicht als Restsystem gekennzeichnet. Der Fehlschnitt erfolgte unterhalb des begehbaren Bereichs an einer im Vergleich zum sonstigen Rohrkanal eher unscheinbaren Kleinleitung. Das fehlerhafte Trennen der Rohrleitung wurde unmittelbar durch das vor Ort tätige Personal erkannt und das System vorsorglich außer Betrieb genommen. Da die Rohrleitung zum Zeitpunkt des Ereignisses leer und trocken war, kam es zu keinem Austritt von Medium.

Eine Auswertung der Ereignisse hat ergeben, dass Mängel und Verbesserungspotenzial insbesondere bei organisatorischen Vorkehrungen festzustellen sind. Unter dem Begriff „organisatorische Vorkehrungen“ werden hier alle Festlegungen, Regelungen und organisatorischen Hilfsmittel zusammengefasst, die innerhalb des Unternehmens vorgesehen sind, um Aufgaben systematisch abzuwickeln und die Zielerreichung zu kontrollieren und zu verbessern. Die GRS empfiehlt daher für Anlagen in der Stilllegung, Anlagenteile, die zum Abbau und/oder nicht zum Abbau freigegeben sind, eindeutig mit Markierungen

zu kennzeichnen und die Markierungsdichte so zu wählen, dass diese bei den Abbauarbeiten im direkten Sichtfeld der ausführenden Person(en) sind. Trennstellen zwischen Anlagenteilen, die für den Abbau freigegeben sind, und Anlagenteilen, die nicht für den Abbau freigegeben sind, sind eindeutig zu kennzeichnen. Es ist eine Nachkontrolle auf korrekte Markierung und Kennzeichnung (z. B. im Vier-Augen-Prinzip) durchzuführen. Ist eine vollständige Markierung nicht möglich, sind sowohl entsprechende Maßnahmen (z. B. eine Beschilderung) am betroffenen Raum/Ort vorzusehen als auch Hinweise auf die Bereiche mit unvollständiger Markierung in die relevanten Dokumente aufzunehmen. Im Rahmen der Arbeitsvorbereitung ist auf unvollständige Markierungen und Bereiche mit Verwechslungsgefahr einzugehen. Unmittelbar nach den erfolgten Abbauarbeiten sind Kontrollen durchzuführen (z. B. im Vier-Augen-Prinzip), um Fehlschnitte insbesondere bei Rohrleitungen, die nur in unregelmäßigen Zeitabständen in Betrieb sind (z. B. Entwässerungssysteme), frühzeitig zu identifizieren. In den Arbeitsunterlagen sind insbesondere jene Anlagenteile hervorzuheben, die sich in geringer räumlicher Distanz zu Anlagenteilen befinden, die zurückgebaut werden und noch aktive und/oder passive sicherheitstechnische Funktionen aufweisen. Im Rahmen der Arbeitsvorbereitung ist darauf einzugehen. Die Abgrenzung der Aufgaben und Verantwortlichkeiten zwischen dem einsatzlenkenden Personal (z. B. Verantwortlicher für die Durchführung der Arbeit, Aufsichtsführender vor Ort, Strahlenschutztechniker) und anderem an der Arbeit beteiligten Personal vor Ort, soll für die Abbauarbeiten klar und eindeutig geregelt sein sowie ausführlich vermittelt werden (z. B. im Rahmen von Schulungen), sodass bei Unklarheiten während der Abbauarbeiten eine kurzfristige Klärung erfolgen kann. Die Schulungen und Unterweisungen sind speziell auf die Tätigkeiten beim Abbau auszurichten (z. B. Kennzeichnungssystematik, Schulung an Mock-Ups zu abbauspezifischen Tätigkeiten) und um spezifische Inhalte zur Gewährleistung eines sicherheitsgerichteten Verhaltens (z. B. Anwendung der Werkzeuge für professionelles Handeln), unter den besonderen Bedingungen des Abbaus, zu ergänzen (z. B. Sensibilisierung für den Umgang mit unklaren Markierungen/Kennzeichnungen). Für Aufsichtsführende bei Abbauarbeiten vor Ort soll eine individuelle Einarbeitung durchgeführt werden. Dies soll sowohl für Eigenpersonal als auch für Fremdpersonal erfolgen.

### **3.3.2 „Beschädigung des Tors zwischen dem Reaktorgebäude und dem Dekontaminationsgebäude“**

In einem sich in der Stilllegung befindlichem Siedewasserreaktor wurde bei einem Schleusenvorgang aus dem Reaktorgebäude zum Dekontaminationsgebäude festgestellt, dass der Standflügel eines Objektschutztores nicht mehr bestimmungsgemäß im

Lager saß. Das Tor als Brandschutztür mit Sonderanforderungen ausgewiesen und befindet sich im Kontrollbereich in der Brandwand zwischen den Brandabschnitten „Reaktorgebäude“ und „Dekontaminationsgebäude“.

Zunächst wurde das der Gehflügel des zweiflügligen Tores durch Personen des Objektschutzes entriegelt, von Hand geöffnet und in der Feststelleinrichtung gesichert. Anschließend erfolgten das Entriegeln, Öffnen und Feststellen des Standflügels. Danach wurde der geplante Schleusenvorgang durchgeführt. Nach dessen Beendigung sollte das Tor wieder verschlossen werden. Dazu wurde der Türfeststeller gelöst, um den Standflügel in Schließstellung zu bringen. Bei einem Öffnungswinkel von ca. 45° wurde eine Schwergängigkeit festgestellt. Es wird davon ausgegangen, dass die handelnde Person diese Schwergängigkeit auf einen nicht vollständig eingefahrenen Verriegelungsbolzen zurückführte und daraufhin versuchte, den Verriegelungsbolzen weiter einzufahren. Hierbei wurde der Verriegelungsbolzen weiter aus- statt eingefahren. Durch das fehlerhafte Ausfahren der Verriegelungsbolzen wurde das Tor um ca. 60 mm angehoben und die Lagerung beschädigt.

Es liegen keine Hinweise vor, dass eine technische Fehlfunktion zum Ausfahren der Verriegelungsbolzen bei nicht geschlossenem Torflügel führte. Als wesentliche Ursache für das Ereignis wird von einer Fehlhandlung (Fehlbedienung) der bedienenden Person während des Schließvorgangs ausgegangen. Es wird als plausibel eingeschätzt, dass die bedienende Person die Schwergängigkeit des Tors beim Schließvorgang auf einen nicht vollständig eingefahrenen Verriegelungsbolzen zurückführte. Beim Versuch nach Feststellung der Schwergängigkeit des Torflügels, den Bolzen vollständig einzufahren, sei ein falscher Taster betätigt worden.

Ablenkung, Unachtsamkeit, intuitive Bedienung ohne Beachtung der Beschriftung auf dem Bedientableau (falsches mentales Modell) des Bedieners werden als mögliche beitragende Faktoren genannt. Ergonomische Schwachstellen des Bedientableaus werden als ein potenziell begünstigender Faktor bewertet. Des Weiteren könnte die auf Grund der Objektschutzfunktion gewählte Farbcodierung der Taster einen Einfluss gehabt haben. Bei einem mit Personal der Anlage durchgeführten Test konnten ergonomische Schwachstellen der Farbcodierung der Taster aufgezeigt werden.

Aufgrund dieses Einzelfehlers nach einer Fehlbedienung, die durch den technischen Aufbau der Tür maßgeblich ermöglicht wurde, empfiehlt die GRS allen Anlagen die Tü-

ren mit einer Verriegelungsmechanik einsetzen, die unabhängig vom Öffnen der Türflügel und ohne gegenseitige leittechnische Verriegelungen verfahren werden kann, deren Bedienung dahingehend zu überprüfen, ob es durch einen Bedienungsfehler bei Fahrbefehlen an den Verriegelungsmechanismus zu einer Beschädigung der Tür kommen kann. Außerdem ist zu prüfen, ob die Farbcodierung von Bedientableaus/Bedienelementen, die von Personen aus verschiedenen Fachbereichen (u. a. technisches Personal) bedient werden, mit den mentalen Modellen der bedienenden Personen übereinstimmen. Ist dies nicht der Fall, sind geeignete Abhilfemaßnahmen (u. a. Pre-Job-Briefings, ergonomische Anpassungen, Schulungen) zu ergreifen. Es wird empfohlen, für den Zugang zu sicherheitsrelevanten Informationen bei der Ereignisanalyse einen systematischen Prozess zu implementieren, der die Aspekte Sicherheit und Sicherung gemeinsam und ausgewogen berücksichtigt.

## 4 Ergebnisse der Precursor-Analysen

### 4.1 Einleitung

Die Ergebnisse der im Berichtszeitraum 2020 abgeschlossenen Precursor-Analysen meldepflichtiger Ereignisse deutscher Kernkraftwerke, werden im Folgenden beschrieben. 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 potentiellen 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 2020 wurden insgesamt 63 meldepflichtige Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken (Druck- und Siedewasserreaktoranlagen) gemeldet. Davon wurden fünf Ereignisse für eine detaillierte probabilistische Bewertung vorausgewählt. Diese fünf Ereignisse traten in Druckwasserreaktoranlagen auf.

In Tab. 4.1 sind die für die Weiterbehandlung vorausgewählten Ereignisse des Jahres 2020 und die Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen dieser Ereignisse zusammengestellt. Die Tabelle enthält die folgenden Angaben zu den Ereignissen:

- 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 2020 und Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen

ME-Nr.	Kraftwerkstyp	Betriebszustand	Kurzbeschreibung des Ereignisses	Erkennung <sup>1)</sup>	Auslösen des Ereignisses <sup>1) 2)</sup>	Kategorie <sup>3)</sup>	Bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände	Precursor/ kein Precursor <sup>5)</sup>
2020/007	DWR	Leistungsbetrieb	BE-Beckenablaufarmatur FAK11 AA001 ließ sich nicht in Richtung Beckenkühlung verfahren	WKP	(Ausfall BELB-Kühlung)	1	$1,6 \cdot 10^{-7}$ <sup>4)</sup>	kein Precursor
2020/025	DWR	Anfahren	Nicht erfolgte automatische Zuschaltung von Gleichrichtern in einer Redundanz	Prüfungen beim Anfahren	(Eigenbedarfsumschaltung)	1	$6,8 \cdot 10^{-8}$	kein Precursor
2020/035	DWR	Leistungsbetrieb	Auffälligkeit an Gleichrichtern in Scheibe 10/50 im Rahmen einer Übertragbarkeitsprüfung	Übertragbarkeitsprüfung	(Eigenbedarfsumschaltung)	1	$2,6 \cdot 10^{-7}$	kein Precursor
2020/037	DWR	Leistungsbetrieb	Anforderung eines Notspeisenotstromdiesels im Zusammenhang mit einer Wiederkehrenden Prüfung	WKP	(Notstromfall)	1	$5 \cdot 10^{-11}$	kein Precursor
2020/058	DWR	Nachbetrieb/Restbetrieb	Bruch einer Schraube am Kühlwasseraustrittsflansch am Zylinderkopf eines Notstromdieselmotors	WKP	(Notstromfall)	1	$2,9 \cdot 10^{-7}$ <sup>4)</sup>	kein Precursor

<sup>1)</sup> WKP steht für wiederkehrende Prüfung, BELB für Brennelement-Lagerbecken

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

<sup>3)</sup> 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 = Potenzielle Funktionsstörung. Die Kategorien sind im Methodenbericht /GRS 13/ Teil III, Anhang A, Tabelle A.1, weiter beschrieben.

<sup>4)</sup> Bedingte Wahrscheinlichkeit für Brennabstabschadenszustände

<sup>5)</sup> Ereignisse, für welche die bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände/Brennabstabschadenszustände aufgrund des Ereignisses  $\geq 10^{-6}$  beträgt, als Precursor eingestuft.

### 4.3 Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen

Die fünf ausgewählten Ereignisse des Jahres 2020 wurden probabilistisch bewertet. Zwei dieser Ereignisse betrafen die Brennelement-Lagerbeckenkühlung. Für diese Ereignisse wurde gemäß dem aktualisierten PSA-Leitfaden /FAK 15/ die bedingte Wahrscheinlichkeit für Brennstabschadenszustände ermittelt.

Für keines der ausgewählten und im Detail probabilistisch bewerteten Ereignisse ergab sich eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände/Brennstabschadenszustände von  $> 10^{-6}$ . Somit ist keines der Ereignisse als Precursor einzustufen.

Die in Tab. 4.1 ausgewiesenen bedingten Wahrscheinlichkeiten für Gefährdungszustände/Brennstabschadenszustände 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 2020/007, DWR, BE-Beckenablaufarmatur ließ sich nicht in Richtung Beckenkühlung verfahren:**

Bei den Vorbereitungen für die wiederkehrende Prüfung eines Notspeisenotstromdiesels wurde festgestellt, dass sich eine Beckenablaufarmatur von der Warte aus nicht in Richtung Brennelement-Lagerbecken verfahren ließ. Dadurch war der zugehörige Beckenkühlstrang als ausgefallen anzusehen. Ursache war ein defekter Schaltkontakt eines Koppelrelais im Einschub der Armatur in der Schaltanlage. Der Ausfall wurde als Einzelfehler eingestuft. Für das Ereignis wurde eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Brennstabschadenszustände von  $1,6 \cdot 10^{-7}$  berechnet.

### **Ereignis 2020/025, DWR, Nicht erfolgte automatische Zuschaltung von Gleichrichtern in einer Redundanz:**

Bei der Durchführung von Prüfungen im Zuge des Anfahrens nach der Revision 2020 erfolgte auslegungsgemäß die Abschaltung der Gleichrichter in der Redundanz 4.

Nach Spannungswiederkehr wurden jedoch fünf von sechs Gleichrichtern nicht wieder automatisch zugeschaltet. Das Ereignis wurde auf der Warte durch Störmeldungen angezeigt. Nach Kontrolle vor Ort wurden die Gleichrichter wieder in Betrieb genommen. Die Stromversorgung der Verbraucher erfolgte bis zum Wiedereinschalten der Gleichrichter durch die zugeordneten Batterien. Ursache für die nicht erfolgte automatische Wiedereinschaltung der Gleichrichter war ein Fehlverhalten der Überwachungsbaugruppen der Gleichrichter. In der vorangegangenen Revision 2020 wurden die Steuerungen der Gleichrichter unter Beibehaltung der vorhandenen Leistungsteile ersetzt. Bei dieser Konstellation kann es dazu kommen, dass die interne Überwachung nach Erkennung einer Drehstrom-Unterspannung ein automatisches Wiedereinschalten des Gleichrichters blockiert. Eine vergleichbare Modifikation war zwei Jahre zuvor in der Revision 2018 in der Redundanz 2 durchgeführt worden.

Bei diesem Ereignis handelt es sich um Ausfälle mit systematischer Ursache. Betroffen waren Komponenten der Redundanzen 2 und 4. Bei einer Eigenbedarfsumschaltung vom Haupt- auf das Reservenetz hätten sich die betroffenen Gleichrichter nicht wieder automatisch zugeschaltet. Für das Ereignis wurde eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände von  $6,8 \cdot 10^{-8}$  berechnet, unter Berücksichtigung der Fehlerzeit von zwei Jahren für die Gleichrichter der Redundanz 2.

Die generische Bedeutung dieses Ereignisses wurde in einer Ergänzung zu einer Weiterleitungsnachricht mit dem Titel „Nicht erfolgtes automatisches Wiedereinschalten mehrerer Gleichrichter in einer Redundanz bei einer Eigenbedarfsumschaltung“ dargestellt.

### **Ereignis 2020/035, DWR, Auffälligkeit an Gleichrichtern in Scheibe 10/50 im Rahmen einer Übertragbarkeitsprüfung:**

Im Zuge der routinemäßigen Wartung eines Gleichrichters wurden Untersuchungen zur Übertragbarkeit des meldepflichtigen Ereignisses 2020/025, siehe oben, durchgeführt. Dabei konnte ein ähnliches Verhalten des Gleichrichters nachgestellt werden. Betroffen waren sechs Gleichrichter der Redundanz 1, welche in der Revision 2017 modifiziert, worden waren. Für das Ereignis wurde eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände von  $2,6 \cdot 10^{-7}$  berechnet, unter Berücksichtigung der Fehlerzeit von vier Jahren für die Gleichrichter der Redundanz 1.

Die generische Bedeutung dieses Ereignisses wurde in der Ergänzung zu einer Weiterleitungsnachricht mit dem Titel „Nicht erfolgtes automatisches Wiederschalten mehrerer Gleichrichter in einer Redundanz bei einer Eigenbedarfsumschaltung“ dargestellt.

### **Ereignis 2020/037, DWR, Anforderung eines Notspeisenotstromdiesels im Zusammenhang mit einer Wiederkehrenden Prüfung:**

Bei einer wiederkehrenden Prüfung wurde der Notstromdiesel der Redundanz 1 der Notstromanlage D1 aus dem vorrangigen Aggregateschutz abgeschaltet, da die zugehörige Zwischenkühlwasserpumpe zur Kühlwasserversorgung des Diesels nicht einschaltete. Als Folge wurde vom Reaktorschutzsystem die untergeordnete Notspeisenotstromerzeugungsanlage gestartet. Die Ursache des Ereignisses lag in einer Fehlstellung des Hilfsschalters am Leistungsschalter der Zwischenkühlwasserpumpe. Weshalb der betreffende Hilfsschalter in einer Fehlstellung war, konnte nicht nachvollzogen werden. Die Zwischenkühlwasserpumpe wird im Anforderungsfall über eine Vorrangbaugruppe aus dem Reaktorschutz zugeschaltet, wodurch die im meldepflichtigen Ereignis aufgetretene betriebliche Steuerung der Pumpe verhindert worden wäre. Nur bei einem Fehler in der Vorrangbaugruppe hätte es zu einem Ausfall der Zwischenkühlwasserpumpe bei Anforderung kommen können. Für das Ereignis wurde eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände von ca.  $5 \cdot 10^{-11}$  berechnet, unter Berücksichtigung der Fehlerzeit von ca. 55 Tagen.

## **Ereignis 2020/058, DWR, Bruch einer Schraube am Kühlwasseraustrittsflansch am Zylinderkopf eines Notstromdieselmotors:**

Bei der wiederkehrenden Prüfung eines Notstromdieselmotors kam es zu einem Füllstandsabfall im Kühlwasserausgleichsbehälter. Daraufhin wurde der Notstromdiesel über Not-Aus abgeschaltet. Die Ursachenklärung ergab, dass am Flansch für den Kühlwasseraustritt an einem Zylinderkopf eine Schraube gebrochen war. Dadurch kam es zu einer starken Undichtigkeit. Es wurden die Schraubverbindungen an allen Kühlwasseraustrittsflanschen überprüft. Dabei wurde festgestellt, dass an vier Flanschen jeweils Federscheiben anstatt von Unterlegscheiben verbaut waren.

Das Ereignis trat im Nachbetrieb/Restbetrieb der Anlage auf. Bei einem Notstromfall muss der betreffende Notstromdiesel starten, um den zugehörigen Beckenkühlstrang mit Strom zu versorgen. Für das Ereignis wurde eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Brennstabschadenzustände von  $2,9 \cdot 10^{-7}$  berechnet.

### **4.4 Probabilistisch nicht bewertete Ereignisse**

Die vorausgewählten Ereignisse des Jahres 2020 konnten alle probabilistisch bewertet werden.

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

Im weiteren Sinne wird hier unter der Weiterentwicklung von Methoden 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 des Jahres 2020 ergab sich bei keinem der untersuchten Ereignisse ein Bedarf hinsichtlich der Weiterentwicklung von Methoden.

## 4.6 Zusammenfassung

Im Jahr 2020 wurden insgesamt 63 meldepflichtige Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken (Druck- und Siedewasserreaktoranlagen) gemeldet. Davon wurden fünf Ereignisse anhand eines Kriterienkataloges /GRS 13/ für eine detaillierte probabilistische Bewertung vorausgewählt. Diese fünf Ereignisse traten in Druckwasserreaktoranlagen auf.

### **Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen:**

Von der GRS werden alle Ereignisse, für welche die bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände/Brennstabschadenzustände aufgrund des Ereignisses  $\geq 10^{-6}$  beträgt, als Precursor eingestuft. Für keines der vorausgewählten und im Detail probabilistisch bewerteten Ereignisse ergab sich eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände/Brennstabschadenzustände von  $\geq 10^{-6}$ . Somit ist keines der quantitativ bewerteten Ereignisse als Precursor einzustufen.

Für das Ereignis 2020/035, Auffälligkeit an Gleichrichtern in Scheibe 10/50 im Rahmen einer Übertragbarkeitsprüfung, ergab sich mit einem Punktwert von  $2,6 \cdot 10^{-7}$  die höchste Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände. Es war davon auszugehen, dass sich die betroffenen Gleichrichter bei einer Eigenbedarfsumschaltung vom Haupt- auf das Reservenetz nicht wieder automatisch zugeschaltet hätten. Die generische Bedeutung dieses Ereignisses wurde in einer Ergänzung zu einer Weiterleitungsnachricht dargestellt.

Die höchste Wahrscheinlichkeit für Brennstabschadenzustände mit einem Punktwert von  $2,9 \cdot 10^{-7}$  wurde für das Ereignis 2020/058, Bruch einer Schraube am Kühlwasseraustrittsflansch am Zylinderkopf eines Notstromdieselmotors ermittelt. Der Bruch der Schraube führte zu einem Kühlwasserverlust und zum Ausfall des Notstromdiesels. Das Ereignis trat im Nachbetrieb/Restbetrieb der Anlage auf.

### **Untersuchungen hinsichtlich der Weiterentwicklung von Methoden:**

Die vorausgewählten Ereignisse des Jahres 2020 konnten alle probabilistisch bewertet werden. Bei der Precursor-Bewertung ergab sich kein Bedarf hinsichtlich der Weiterentwicklung von Methoden.

## **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 von Kernkraftwerken und anderer kern-technischer Einrichtungen 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 BMUV durch die Länder in Form von Erfahrungsrückflüssen mitgeteilt. Diese wurden von der GRS im Rahmen des Vorhabens 4721R01311 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 mit 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 BMUV auch anlagenspezifisch aus. Ziel der Auswertung ist es, dem BMUV 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 2021 ausgewertet (siehe /GRS 24/ 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.



## **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 Pilotstudie zur Analyse von Ereignissen in Bezug zu Täuschungen**

Ziel der Pilotstudie war es, ausgewählte Ereignisse, bei denen es zu absichtlichen Regelverletzungen gekommen ist, vertieft zu analysieren und die Ursachenfaktoren für die absichtlichen Regelverletzungen zu identifizieren. Die Ergebnisse der Pilotstudie können unter anderem dazu beitragen, besser zu verstehen, unter welchen Bedingungen Menschen bewusst regelwidrig handeln. Dies ist insbesondere für die Führungskräfte in den Anlagen von Bedeutung /RSK 19/.

Zunächst wurde die Review-Studie von Alper & Karsh (2009) /ALP 09/ ausgewertet und die in die in der Studie identifizierten Faktoren für absichtliche Regelverletzungen herausgearbeitet. Die identifizierten Faktoren für absichtliche Regelverletzungen stammen aus den Bereichen Gesundheitswesen, Luftfahrt, Berufskraftverkehr, Bauwesen, Bergbau und Schienenverkehr. Daher mussten manche Faktoren angepasst werden oder konnten nicht übernommen werden. Die Faktoren wurden in die Kategorien Human Factors, Fachkunde/Kommunikation, Ergonomie, Sicherheitskultur und Organisation eingeordnet.

In der Pilotstudie wurden vier Ereignisse aus dem Nuklearbereich identifiziert, bei denen es zu absichtlichen Regelverletzungen gekommen ist, und die Ursachenfaktoren für diese beispielhaft ermittelt. Dabei wurde zwischen Ursachenfaktoren, die aus den vorhandenen Quellen eindeutig (explizit) hervorgehen, und Ursachenfaktoren, die wahrscheinlich eine Rolle gespielt haben, aber in den Quellen nicht direkt erwähnt werden unterschieden.

Einige der in Alper & Karsh (2009) /ALP 09/ genannten Faktoren konnten auch bei Ereignissen aus dem nuklearen Bereich identifiziert werden, d.h. eine generelle Anwendbarkeit dieser ist gegeben und hilfreich. Aufgrund der limitierten Anzahl der untersuchten

Ereignisse konnten nicht alle von Alper & Karsch (2009) /ALP 09/ identifizierten Faktoren auch in der Pilotstudie identifiziert werden. Es konnten jedoch weitere Faktoren abgeleitet werden, die in Alper & Karsch (2009) /ALP 09/ so nicht genannt werden. Diese Faktoren sind u. a.:

- Eigenmächtiges Gruppenverhalten innerhalb des Arbeitsbereichs (Es bildet sich eine eigene Kultur innerhalb eines Arbeitsbereichs aus, welche Mängel in der Sicherheitskultur aufweisen),
- Unzureichende Aufsicht durch Vorgesetzte/Management (Mangelnde Kontrolle oder Aufsicht von Tätigkeiten/Aufträgen durch Vorgesetzte/Management),
- Unkenntnis über den Sinn einer Regel (Mangelndes Wissen über den Grund der Regel und den verbundenen Risiken im Falle einer Missachtung der Regel),
- Unzureichende Qualitätssicherungsmechanismen (Die Qualitätssicherungsmechanismen haben nicht rechtzeitig Unzulänglichkeiten in den Ausführungen angezeigt wie zum Beispiel keine automatische Anzeige bei der Überschreitung eines Termins),
- Art des Vergabeschemas (Vergabeschema beungünstigt eine differenzierte Kontrolle der termin- und sachgerechten Durchführung einzelner Tätigkeiten, zum Beispiel wenn mehrere Aufgaben (WKPen) paketweise anstatt einzeln vergeben werden),
- Absichtliche Regelverletzung ist schwer zu erkennen (Ohne Expertenkenntnisse ist eine Abweichung von der Prozedur nur schwer zu erkennen),
- Komplizenschaft des Kontrolleurs/ Managements (Kontrolleure/Aufsichtspersonen/Management haben in der Vergangenheit ebenfalls die Regel(n) verletzt),
- Lock-in-Effekt durch langjährige Regelverletzung (Langjährige und wiederholte Regelverletzung erschwert die Rückkehr zu einem regelkonformen Vorgehen),
- Erfahrungen aus anderen Industrien (Gemachte Erfahrungen mit weniger anspruchsvollen Verfahren/Vorgehensweisen aus anderen Industrien führen dazu, dass die Anforderungen im nuklearen Bereich als übertrieben wahrgenommen werden),
- Gesamtgesellschaftliche Einstellung zur Einhaltung von Regeln (Mitarbeiter haben ihr Arbeitsleben in einem gesellschaftlichen Kontext verbracht, in dem Regelverletzungen üblicher waren/sind),

- Unzureichende Kenntnis der nuklearen Sicherheitskultur (Mitarbeiter sind noch nicht mit der Sicherheitskultur im nuklearen Bereich vertraut),
- Kosteneinsparung (Durch eine Regelverletzung reduzieren sich die Kosten) und
- Unzureichende Unterstützung durch Informationstools/Softwaretools (Informationstools/Softwaretools unterstützen den Mitarbeiter nicht im ausreichenden Maße bei der Bewältigung seiner Aufgaben).

Aufgrund der geringen Anzahl der exemplarisch ausgewerteten Ereignisse sind generelle Aussagen über Häufungen von Ursachenfaktoren oder Häufungen von betroffenen Personengruppen etc. noch nicht möglich. Dies wird im Rahmen der weiteren Auswertung der nationalen und internationalen Betriebserfahrung weiterverfolgt. Darüber hinaus können die verschiedenen Aspekte der identifizierten Faktoren auch in Ereignisanalysen berücksichtigt werden.

Das Auftreten von absichtlichen Regelverletzungen kann ein Hinweis auf eine mangelnde Sicherheitskultur, nicht optimale Regeln, unzureichende Prozesse in einer Organisation usw. sein. Die SiAnf /BMU 15/ und die KTA 1402 /KTA 17/ enthalten keine expliziten Regelungen und Maßnahmen zur Entdeckung von absichtlichen Regelverletzungen enthalten. Ein umfassenderes Bild der aufgetretenen absichtlichen Regelverletzungen könnte helfen festzustellen, ob die vorhandenen Regelungen und Instrumente (z.B. Kontrollinstrumente aus der Qualitätssicherung, Prozessbeobachtung durch Führungskräfte) ausreichend sind oder ob Ergänzungen sinnvoll wären, wie z.B. spezifische Regelungen zu Maßnahmen zur Entdeckung von absichtlichen Regelverletzungen.

## **6.2 Sachstandsbericht zur Beaufsichtigung von Fremdpersonal**

Im Rahmen von generischen Untersuchungen wurde die Betriebserfahrung, bei der die Thematik „Beaufsichtigung von Fremdfirmenpersonal“ ein beitragender Faktor war, generisch analysiert. Diesbezüglich wurden in Absprache mit dem BMUV die als relevant identifizierten Ereignisse aus dem Meldezeitraum 2017 bis 2021 recherchiert und in einem Sachstandsbericht tabellarisch zusammengestellt.

Nach Prüfung durch GRS-Experten wurden die relevantesten Ereignisse in der vorliegenden Untersuchung generisch analysiert. Hierzu wurden:

- das Vorgehen bei der Recherche und die Auswahl der relevanten Ereignisse der Vollständigkeit halber auch in der vorliegenden Untersuchung dargestellt,
- Kategorisierungen entwickelt, die es einerseits ermöglichen im Rahmen der Fragestellung relevante Eigenschaften der Ereignisse zu erfassen und andererseits eine statistische Auswertung der Stichprobe erlauben,
- statistische Auswertungen auf Grundlage der erstellten Kategorisierungen durchgeführt, dargestellt und diskutiert,
- die wesentlichen Ergebnisse zusammengestellt und darauf aufbauend ein Ausblick gegeben.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass Fehler im Zusammenhang mit Fremdfirmen in allen Betriebsphasen von kerntechnischen Anlagen relevant, und somit auch auf die Stilllegungsphase übertragbar sind. Dies zeigt sich insbesondere durch die relevanten deutschen Ereignisse aus der Stilllegungsphase und den internationalen Ereignissen, die entweder mehrere Betriebsphasen betrafen oder keiner Betriebsphase eindeutig zugeordnet werden konnten.

Hinsichtlich technischer Faktoren ist die ungenügende Sichtbarkeit von Mängeln während Arbeitsabläufen oder von Mängeln an z. B. baulichen Strukturen oder Betriebsmitteln häufig beiträgend zu den Ereignissen gewesen. Besondere Schwerpunkte fanden sich unter den organisatorischen Faktoren in den Bereichen „Defizite bei Beaufsichtigung und Kontrolle“ und „unzureichende Schulung/Fachwissen des Personals und unzureichende Berücksichtigung von Betriebserfahrung“, gefolgt von „unzureichenden Prozeduren und Vorschriften“.

Hinweise auf potenzielle Gefahren im Zusammenhang mit durch Fremdfirmen ausgeführte Arbeiten und ihrer Beaufsichtigung lassen sich unter anderem aus den Ereignissen ableiten, für die Versäumnisse bei der Anwendung der üblichen Fehlerentdeckungsmaßnahmen identifiziert wurden. Auch die Auswertung der IRS-Ereignisse zeigt deutlich den Einfluss von Fremdfirmen.

Einschränkungen dieser Studie sowie ihrer Ergebnisse ergaben sich u. a. durch die Anzahl der KKW in den jeweiligen Betriebsphasen, möglicherweise unterschiedlich strenge Meldekriterien für verschiedene Systembereiche, die Auswahl der Ereignisse und dem

daraus resultierenden beschränkten Stichprobenumfang von insgesamt 26 Ereignissen im Untersuchungszeitraum.

Die Ereignisse wurden auf solche beschränkt, die entweder in den letzten 5 Jahren in Deutschland gemeldet oder von dem IRS in den letzten 5 Jahren an die Teilnehmerländer versendet worden sind. Das Meldedatum der Ereignisse aus der deutschen Betriebserfahrung steht aufgrund der Meldeverordnung in engem zeitlichem Zusammenhang mit dem Ereignisdatum selbst, daher liegen für einige dieser teilweise sehr kurz zurückliegenden Ereignisse bislang nur vorläufige Meldungen ohne vollständige Hintergrundinformationen in der Datenbank VERA vor.

Bei den Ereignismeldungen der IRS-Datenbank können Sendedatum und Ereignisdatum Jahre auseinanderliegen. Ereignisse werden von einigen teilnehmenden Ländern oft erst gemeldet, wenn die eigene Ereignisauswertung abgeschlossen ist und damit deutlich umfangreichere Informationen vorliegen. Daher sind die wesentlichen Erkenntnisse in den Ereignissen des IRS bereits eingeflossen, während diese zu den jüngsten VERA-Ereignissen noch gar nicht ermittelt sein können. Nichtsdestotrotz gibt es derzeit keinen Hinweis dafür, dass diese Studie durch eine Erweiterung des Stichprobenumfangs auf zeitlich weiter zurückliegende Ereignisse neue Erkenntnisse in Bezug auf Fremdfirmenereignisse liefern würde.

Die in dieser Studie erzielten Erkenntnisse können im Rahmen des neu angelaufenen Vorhabens 4723R0122 „Untersuchungen zu stilllegungsrelevanten Betriebserfahrungen im Hinblick auf Sicherheitskultur und MTO-Aspekte in der Stilllegung“, welches die gesamte deutsche Betriebserfahrung mit Stilllegung von Kernkraftwerken mit Bezug zu sicherheitskulturellen und MTO-Aspekten systematisch erfasst und detailliert analysiert, unter dem Aspekt ‚Mitwirkung von Fremdpersonal‘ einfließen.

### **6.3 Untersuchung ausgewählter Ereignisse am Analysesimulator**

Bei der Vorbereitung von Wartungsarbeiten an den Hauptkühlmittelpumpen eines Forschungsreaktors wurde festgestellt, dass es bei drei zuvor gelieferten Schwungradwellen Abweichungen vom angegebenen Materialzustand gab. Insbesondere enthielt die zugehörige Dokumentation keine Angabe zu Glühtemperaturen während des Fertigungsprozesses.

Der Reaktor ist mit vier Hauptkühlmittelpumpen ausgestattet, die eine ausreichende Kühlung des Kerns gewährleisten. Jede Pumpe verfügt über ein Schwungrad, eine mechanische Vorrichtung zur Speicherung von Energie in Form von Drehimpulsen. Die gespeicherte Energie dient dazu, Drehzahländerungen der Pumpe bei Störungen auszugleichen, bis das Notkühlsystem die Kühlung übernimmt. Das Schwungrad hat somit einen großen Einfluss auf das Förderverhalten der Pumpe, da es dem System eine zusätzliche Trägheit verleiht.

Die Identifizierung der Materialabweichung hat die allgemeine Frage aufgeworfen, welche Folgen der Bruch einer oder mehrerer Schwungradwellen auf den Reaktor hätte. Infolgedessen wurde der Notstromfall unter der Annahme des Bruchs einer oder mehrerer Wellen der Schwungräder der Hauptkühlmittelpumpen unter Verwendung des generischen ATHLET Analysesimulators eines Hochflussforschungsreaktors analysiert.

Der Notstromfall ist in dem Sicherheitsbericht beschrieben. Das Ereignis führt zu einer automatischen Abschaltung des Reaktors durch die Abschaltstäbe, da der magnetische Haltemechanismus der Regel- und Abschaltstäbe stromlos wird. Auch die Hauptkühlmittel- und Sekundärkreisumpen verlieren ihre Betriebsspannung und laufen aus, das Kühlmittel wird jedoch abhängig von der Trägheit der Pumpe noch einige Zeit weitergepumpt.

Um alle Szenarien abzudecken, wurden verschiedene Kombinationen von Wellenbrüchen bis hin zum Bruch aller vier Wellen getestet. Letztendlich wurden insgesamt fünf Simulationen durchgeführt, die jeweils mit der Simulation eines Ausfalls der externen Stromversorgung ohne Wellenbruch als Referenz verglichen werden.

Die wichtigste Erkenntnis aus den Simulationen ist, dass der Bruch einer oder mehrerer Wellen aus sicherheitstechnischer Sicht keinen signifikanten Einfluss auf die maximale Kerntemperatur bei einem Notstromfall hat. In allen simulierten Szenarien ist der Primärkreisdruck der entscheidende Parameter für den Verlauf des Störfalls. Sobald er den Schwellenwert für die Notkühlmitteleinspeisung erreicht, wird die Kernaufheizung gestoppt. Das Notfallkühlsystem ist so ausgelegt, dass es die Restwärme abführt. Für weitere Untersuchungen könnten die durchgeführten Simulationen um zusätzliche konservative Faktoren erweitert werden.

## 6.4 Auswertung IGALL Ergebnisse

Die internationale Atomenergieorganisation IAEO unterstützt seit den 1990er Jahren ihre Mitgliedsländer bei der Implementierung eines effektiven Alterungsmanagements für Kernkraftwerke. Im Jahr 2010 wurde das International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)-Programm der IAEO ins Leben gerufen, an dem aktuell 32 Mitgliedsländer und fünf Organisationen beteiligt sind. Die fachliche Arbeit finden in den Arbeitsgruppen (Working Groups, WG) statt, wobei WG 1 (mechanische Komponenten), WG 2 (Einrichtungen der Elektro- und Leittechnik) und WG 3 (Bautechnische Einrichtungen) technisch ausgerichtet sind, während WG 4 sich explizit an Vertreter der jeweiligen Aufsichtsbehörden richtet. Übergeordnet ist das Steering Committee, das die Arbeitsergebnisse der Arbeitsgruppen sichtet, prüft und schlussendlich freigibt. Die von der IAEO elaborierte Methodik orientiert sich dabei stark an der von der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC erarbeiteten Methodik. Im Rahmen des IGALL-Programms wurden insbesondere eine Ageing Management Review (AMR) Table, zahlreiche Alterungsmanagementprogramme (AMP) und sogenannte Time-Limited Ageing Analyses (TLAA) entwickelt, die stetig fortgeschrieben bzw. ergänzt werden, wobei die AMP und TLAA den drei Arbeitsgruppen zugeordnet sind. Diese generischen Produkte können von Anlagenbetreibern als Hilfestellung genutzt werden, um für eine konkrete Anlage unter Berücksichtigung anlagenspezifischer Besonderheiten ein effektives Alterungsmanagement zu entwickeln. Des Weiteren wurden im Rahmen des IGALL-Programms verschiedene themenspezifische Dokumente erstellt, z. B. zu aufsichtlichen Fragen des Alterungsmanagements oder zum Alterungsmanagement bei längerem Anlagenstillstand.

Im Rahmen einer Studie wurde begonnen die Ergebnisse des IGALL-Programms systematisch auszuwerten. Hierzu wurden die verschiedenen IGALL-AMP betrachtet und überprüft, ob sich neue Erkenntnisse für die GRS ergeben.

Die grundsätzliche Vorgehensweise zum Alterungsmanagement nach IGALL und KTA unterscheidet sich. Während die Vorgehensweise nach IGALL ähnlich wie ihr US-Vorbild von der Komponente bzw. einem Bauteil ausgeht, stellt nach KTA der jeweilige Schädigungsmechanismus den Ausgangspunkt dar. Trotz der unterschiedlichen Vorgehensweise sind beide Ansätze – systematisch und umfassend angewandt – geeignet, das Alterungsmanagement einer Anlage aufzustellen. Ein Anpassungsbedarf der KTA 1403 ergibt sich daraus nicht.

Die IGALL-AMP behandeln eine breite Palette von Alterungsphänomenen, u. a. an passiven mechanischen Komponenten. Einige davon (z. B. AMP zu CANDU-spezifischen Phänomenen) sind aufgrund der in Deutschland vorhandenen Reaktordesigns nicht relevant. Zahlreiche Alterungsphänomene können aufgrund der Randbedingungen (z. B. Temperatur) nur im Leistungsbetrieb auftreten, weswegen derartige AMP (z. B. zu Spannungsrisskorrosion, Erosionskorrosion) aufgrund des Nichtleistungsbetriebes aller deutscher Anlagen nicht relevant sind. In anderen Fällen (z. B. AMP zu Ermüdung und Neutronenversprödung) wäre eine Relevanz aufgrund der konservativen Auslegung deutscher Anlagen allenfalls im Fall eines postulierten Langzeitbetriebes zu erwarten gewesen.

Aus der bisher durchgeführten Analyse ausgewählter AMP für mechanische Komponenten ergeben sich keine neuen Erkenntnisse für die Sicherheit deutscher Anlagen. Die jeweiligen AMP sind entweder aufgrund anlagenspezifischer Unterschiede in der Auslegung nicht relevant oder wurden bereits aufgrund früherer Vorkommnisse in deutschen oder ausländischen Anlagen in WLN adressiert. In diesen WLN wurden Empfehlungen gegeben, die den in den jeweiligen AMP enthaltenen Maßnahmenvorschlägen ähnlich sind. In mehreren Fällen führten diese Empfehlungen auch zu Anpassungen einschlägiger KTA-Regeln. Weitere ausgewählte AMP werden im Folgevorhaben ausgewertet und der Bericht kontinuierlich fortgeschrieben.

## 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. Im Berichtszeitraum wurden auf Basis der in diesem Vorhaben durchgeführten vertieften Untersuchungen zu sicherheitsrelevanten Aspekten insgesamt 5 Weiterleitungsnachrichten durch die GRS erstellt.

Insgesamt 5 Ereignisse des Jahres 2020 wurden im Rahmen der Precursor-Analyse ausgewählt und probabilistisch bewertet. Von der GRS werden alle Ereignisse für welche die bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände aufgrund des Ereignisses  $\geq 10^{-6}$  beträgt, als Precursor eingestuft. Für keines der bewerteten Ereignisse ergab sich eine bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände von  $\geq 10^{-6}$ . Somit ist keines der quantitativ bewerteten Ereignisse als Precursor einzustufen.

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.

In einer Pilotstudie zur Analyse von Ereignissen in Bezug zu Täuschungen wurden absichtliche Regelverletzungen und deren Ursachen in ausgewählten Ereignissen zu untersuchen. Hierzu wurde basierend auf einer Übersichtsstudie von Alper & Karsh (2009) und basierend auf vier Ereignissen aus dem nuklearen Bereich, in denen absichtliche Regelverletzungen auftraten, Faktoren zusammengestellt, in denen absichtliche Regelverletzungen begründet liegen können. Hierzu zählen zum Beispiel Faktoren wie eigenmächtiges Gruppenverhalten innerhalb des Arbeitsbereichs, Erfahrungen aus anderen Branchen und mangelndes Verständnis für die nukleare Sicherheitskultur.

In einer weiteren Studie wurden deutsche sowie internationale Ereignisse aus Kernkraftwerken im Zeitraum von 2017 bis 2021 bezüglich der Beaufsichtigung von Fremdfirmenpersonal analysiert und in einem Bericht festgehalten. Es wurde festgestellt, dass Fehler im Zusammenhang mit Fremdfirmen während aller Betriebsphasen von kerntechnischen Anlagen relevant sind, insbesondere aufgrund unzureichender Sichtbarkeit von Mängeln und organisatorischen Defiziten wie der Beaufsichtigung und Kontrolle von Fremdfirmenpersonal. Die gewonnenen Erkenntnisse des Forschungsvorhabens können in zukünftige Untersuchungen zur Sicherheitskultur und Stilllegung von Kernkraftwerken einfließen.

Unter Anwendung eines Analysesimulators wurde eine Untersuchung zur Auswirkung des Bruchs vom Schwungradwellen der Hauptkühlmittelpumpen eines Forschungsreaktors durchgeführt. Anlass hierzu war ein Ereignis in 2019 bei dem in einem Forschungsreaktor während der Vorbereitung von Wartungsarbeiten an den Hauptkühlmittelpumpen festgestellt wurde, dass bei drei zuvor gelieferten Schwungradwellen Abweichungen vom angegebenen Materialzustand bestand. Daraus ergab sich die Fragestellung, ob der Bruch einer oder mehrerer Schwungräder beim Eintritt eines Notstromfalles eine sicherheitsrelevante Bedeutung hat. Die durchgeführten Simulationen ergaben, dass der Bruch einer oder mehrerer Wellen aus sicherheitstechnischer Sicht keinen signifikanten Einfluss auf die maximale Kerntemperatur bei einem Notstromfall hat.

Im Jahr 2010 wurde das International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)-Programm der IAEA ins Leben gerufen. Im Rahmen einer Studie wurde begonnen die Ergebnisse des IGALL-Programms systematisch auszuwerten. Die grundsätzliche Vorgehensweise nach IGALL und KTA unterscheidet sich, wobei beide Ansätze geeignet sind, das Alterungsmanagement einer Anlage aufzustellen. Aus der durchgeführten Analyse ausgewählter AMP (Alterungsmanagementprogramme) für mechanische Komponenten ergaben sich keine neuen Erkenntnisse für die Sicherheit deutscher Anlagen.

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

- /ALP 09/ Alper, S. J., Karsh, B.-T.: A systematic review of safety violations in industry, *Accident Analysis and Prevention* 41, 739-754, 2009.
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, vom 22. November 2012, Neufassung vom 3. März 2015 (Banz AT 30.03.2015 B2).
- /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 13/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Precursor-Analysen, Teil III: Methoden zur probabilistischen Bewertung von betrieblichen Ereignissen, GRS-A-3686, September 2013
- /GRS 14/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Methoden zur probabilistischen Bewertung von betrieblichen Ereignissen (Precursor-Analysen). GRS-A-3686 (Teil III), Köln, Januar 2014.
- /GRS 24/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Anlagenübergreifende Auswertung der Rückmeldungen bis Dezember 2023 zu Weiterleitungsnachrichten des Jahres 2021. GRS-A-4122, Köln, Januar 2024
- /IAEA 18/ Safety Standards Series No. SSG-50: "Operating Experience Feedback for Nuclear Installations". Specific Safety Guide, International Atomic Energy Agency (IAEA), Wien, 2018.
- /KTA 17/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA-Regeln 1402: Integriertes Managementsystem zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken, Fassung 2017-11.

/RSK 19/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Aspekte der Qualitätssicherung bei wiederkehrenden Prüfungen und Instandhaltungsmaßnahmen sowie beim Einsatz von Fremdpersonal, 508. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 06.02.2019.

## 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 4721R01311, sondern werden im Vorhaben 4721R01340 bearbeitet).....	9
Abb. 3.1	Schnitt durch Anschlaglasche und TBL als Prinzipskizze.....	13



## **Tabellenverzeichnis**

Tab. 4.1	Vorausgewählte Ereignisse des Jahres 2020 und Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen .....	23
----------	--	----

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

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

**85748 Garching b. München**

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

**10719 Berlin**

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

**38122 Braunschweig**

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

[www.grs.de](http://www.grs.de)