

**Vertiefte Untersuchungen  
von Betriebserfahrungen  
aus Kernreaktoren**

**Jahresbericht 2022 - 2023  
(April 2022 – März 2023)**

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

**Jahresbericht 2022 - 2023  
(April 2022 – März 2023)**

Zusammengestellt von:

Moritz Leberecht  
Marc Foldenauer  
Daniel Gockel

April 2023

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, 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 unter anderem 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 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 among others 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.

The generic evaluation of the feedback on information notices is also 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 Einleitung</b> .....	<b>1</b>
<b>2 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 Ergebnisse der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung</b> .....	<b>11</b>
3.1 Anlagen- und Systemtechnik .....	11
3.1.1 „Störung der Strahlenschutzinstrumentierung durch die P10- Messgasversorgung“ .....	11
3.1.2 „Auslegung der Saugschieber im Notnebenkühlwassersystem gegen Belastungen aus EVA-Lastfällen“ .....	13
3.2 Elektro- und Leittechnik .....	14
3.2.1 „Funktionsstörung Brandmeldeanlage“ .....	14
3.2.2 „Baugruppenfehler in Kransteuerung des Reaktor-Rundlaufkran“ .....	15
3.3 Mensch – Technik – Organisation.....	17
3.3.1 „Spannungslosigkeit der 24V/48V GS-Verteilung in der Scheibe 50 während des Brennelementwechsels“ .....	17
<b>4 Ergebnisse der generischen Auswertung von Rückflüssen zu Weiterleitungsnachrichten</b> .....	<b>21</b>
<b>5 Ergebnisse zusätzlicher weiterführender Arbeiten</b> .....	<b>23</b>
5.1 Managementsysteme für Forschungsreaktoren .....	23
<b>6 Zusammenfassung</b> .....	<b>25</b>
<b>Literaturverzeichnis</b> .....	<b>27</b>
<b>Abbildungsverzeichnis</b> .....	<b>29</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 2022 bis März

2023, wichtige Ergebnisse der kontinuierlichen Auswertung von Betriebserfahrung (Kapitel 3), der generischen Auswertung von Rückflüssen zu Weiterleitungsnachrichten (Kapitel 4) sowie zusätzlicher weiterführender Arbeiten (Kapitel 5) 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.

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.

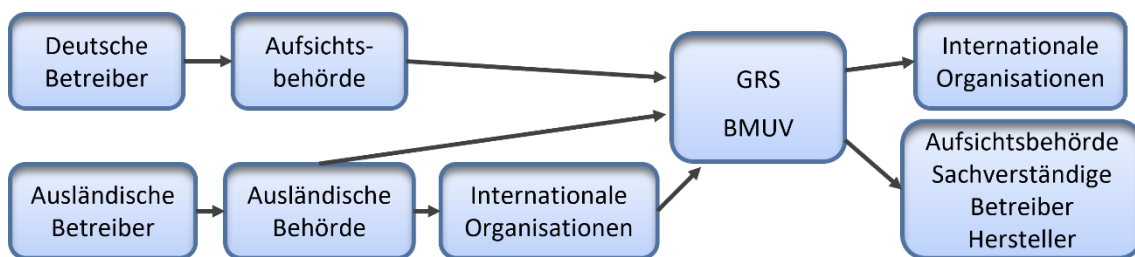
Die Bereitstellung und Verbreitung internationaler Betriebserfahrung erfolgt über internationale Informationssysteme wie INES, IRS oder ECURIE.

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 Arbeits-

gruppe, 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.

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 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.



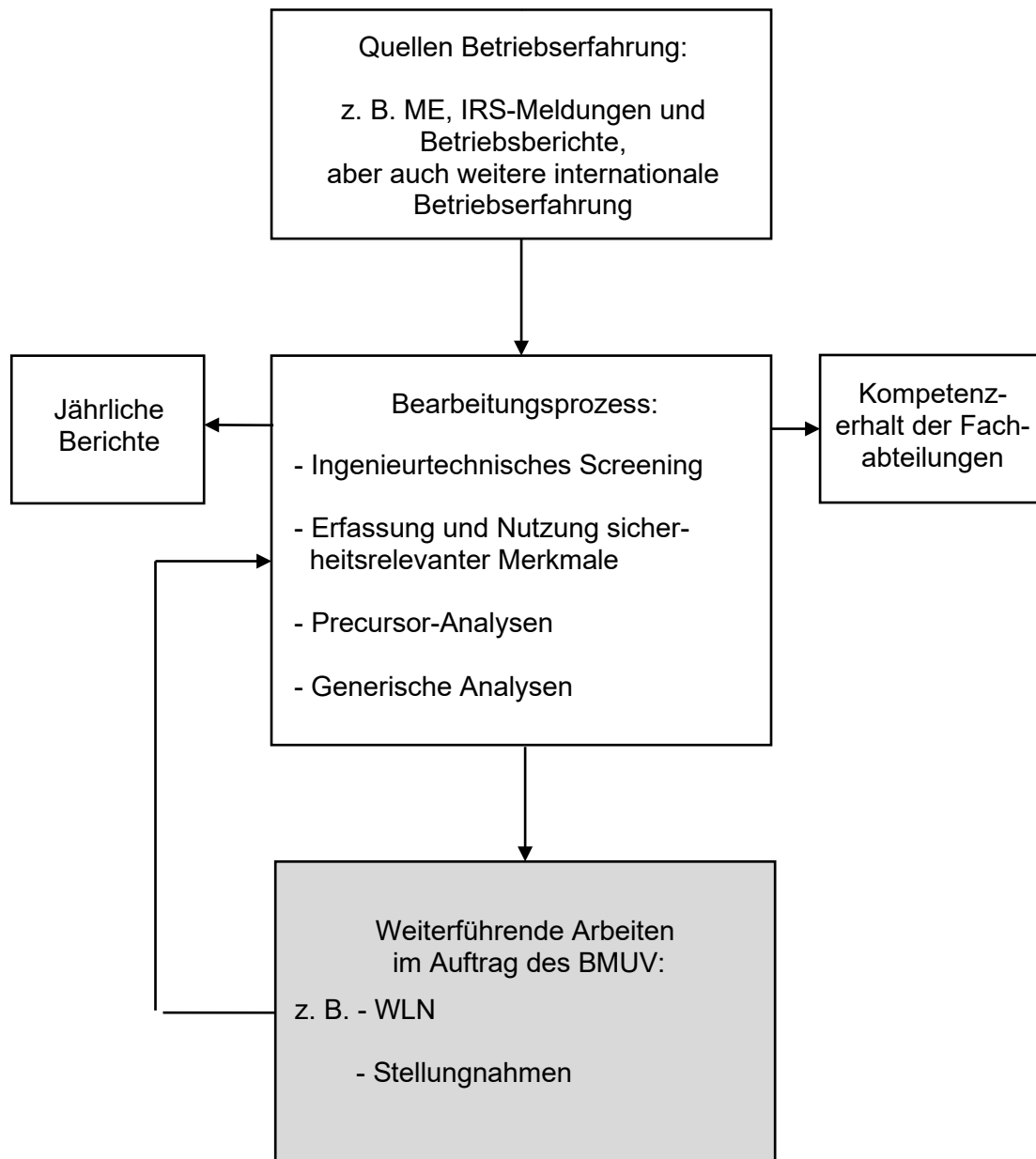
Darauf können insbesondere folgende Punkte hindeuten:

- 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).

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 4) 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 „Störung der Strahlenschutzinstrumentierung durch die P10-Messgasversorgung“**

Bei einer wiederkehrenden Prüfung an Tritiummonitoren der Raumlufüberwachung der Reaktorhalle eines Forschungsreaktors mittels zweier geeichter Messpräparate wurde bei der gemessenen Aktivität eine Abweichung von mehr als 20% festgestellt. Das Signal im Signalzählrohr war leicht erhöht, aber innerhalb des Toleranzbereichs. Das Signal im Schirmzähler zur Messung der Hintergrundstrahlung war deutlich verringert und außerhalb der Toleranz. Eine Überprüfung der anderen Tritiummessungen in der Fortluftüberwachung ergab, dass auch an diesen im Vergleich zu früheren Messungen erhöhte Messwerte gemessen wurden, ohne dass eingestellte Schwellenwerte erreicht wurden. Eine Auswertung der Aufzeichnungen zeigte, dass erhöhte Messwerte seit einem Tausch des Messgasflaschenbündels der Messgasversorgung gemessen wurden.

In den Geräten werden die Signale der Zählrohre in einer Antikoinzidenzschaltung ausgewertet, d. h. es erfolgt eine gewichtete Differenzbildung, um den Gesamtmesswert zu ermitteln. Der Gesamtmesswert war bei beiden geprüften Monitoren außerhalb der zulässigen Toleranz und im Vergleich zum Kalibrierwert erhöht. Die eingesetzten Tritiummessstellen verwenden als Messgas sogenanntes P10-Messgas. Dem Signalzählrohr wird die Messluft und das Messgas in einem Verhältnis von 1:4 kontinuierlich zugeführt. Das Messgas besteht normalerweise zu 90 % (mol%) aus Argon und zu 10 % aus Methan. Eine Laboruntersuchung des verwendeten Messgases zeigte, dass das Gas des

angeschlossenen Messgasbündels Abweichungen von der spezifizierten Zusammensetzung und unzulässige Verunreinigungen aufwies. Ein aufgefundener Zettel wies auf einen Stickstoff-Rest in den Flaschen hin. Das betroffene P10-Messgasbündel wurde ausgetauscht und die Gasversorgung gespült.

Der Einfluss von Abweichungen in der Messgaszusammensetzung ist insbesondere beim Vorliegen von Verunreinigungen nicht einfach vorherzusehen. So können, wie im vorliegenden Fall, höhere Tritium-Aktivitäten ausgegeben werden, als tatsächlich vorliegen, so dass Meldungen durch das Überschreiten des eingestellten Schwellwertes konservativ früher als erforderlich ausgelöst werden. Ebenfalls ist nicht auszuschließen, dass zu niedrige Messwerte ausgegeben werden, so dass es nicht oder bei einem Anstieg über die Zeit erst verspätet zu einer Auslösung von Meldungen bzw. Schutzmaßnahmen kommt. Davon können neben den Tritiummessstellen, auch weitere Komponenten und Systeme mit einer P10-Messgasversorgung in Leistungs- und Forschungsreaktoren betroffen sein, wie z. B. Personenkontaminationsmonitore (z. B. Ganzkörper- oder Hand-Fuß-Kontaminationsmonitore) sowie verschiedene Messeinrichtungen in den heißen Laboren und in Strahlenschutzlaboren und -messräumen (z. B. Wischtestmessplätze oder Versorgungsanschlüsse von mobilen Kontaminationsmessgeräten, im Allgemeinen Aktivitätsmessungen mit Proportionalzählrohren oder Ionisationskammern), oder die Tritiummessanlage des Turbogenerators in Kernkraftwerken. Von sicherheitstechnischer Bedeutung sind insbesondere die Personenkontaminationsmonitore, da nicht davon ausgegangen werden kann, dass in allen deutschen Anlagen zusätzliche Prüfungen der Argon/Methan-Flaschen hinsichtlich ihrer chemischen Zusammensetzung erfolgen.

Die GRS empfiehlt Messgasflaschen und -flaschenbündel im Rahmen der Eingangskontrollen und vor dem Einsatz (z. B. visuell) auf Auffälligkeiten zu überprüfen und die Lieferdokumente mit den Spezifikationen abzugleichen. Nach dem Austausch von Messgasflaschen oder -flaschenbündeln sollte in einem geeigneten zeitlichen Abstand überprüft werden, ob sich die Messwerte einer versorgten Messstelle auffällig und unerwartet verändern. Die betrachtete Messstelle sowie der zeitliche Abstand ist hierbei systemspezifisch so zu wählen, dass abhängig vom Systemdurchsatz des Messgases das Gas der neuen Messgasflaschen die ausgewählte Messstelle zeitnah und zum Zeitpunkt der Prüfung durchströmt.

### **3.1.2 „Auslegung der Saugschieber im Notnebenkühlwassersystem gegen Belastungen aus EVA-Lastfällen“**

Im Jahr 2023 wurde in einem deutschen Druckwasserreaktor eine Funktionsstörung eines handbetätigten Saugschiebers im Notnebenkühlwassersystem festgestellt. Nach Aussage des Betreibers ist das Notnebenkühlwassersystem in die Anforderungsstufe Basissicherheit eingestuft und gegen Einwirkungen von außen (EVA) ausgelegt. Die Auslegungsgrenzen der Basissicherheit des Notnebenkühlwassersystems sind jeweils die Übergänge zu den Betonkanälen auf der Ablaufseite und auf der Saugseite der Notnebenkühlwasserpumpe der Saugstutzen der Pumpe. Der betroffene Saugschieber ist laut Betreiber als reiner Wartungsschieber konzipiert, für den keine eindeutige Dokumentation aus der Errichtungszeit vorliegt.

Handbetätigte Schieber sind in den nuklearen Neben- und Notnebenkühlwassersystemen deutscher Kernkraftwerke verbreitet. Sie dienen dazu im Falle von Instandhaltungsmaßnahmen die betroffenen Teile der Systeme zu isolieren. Im Normalbetrieb sind die Schieber daher in der Stellung offen verriegelt. Alternativ kommen dafür Dammplatten zum Einsatz, die mit einem Hebezeug platziert werden.

Unabhängig von der konkreten Ausfallursache wurden im Folgenden vertiefte Untersuchungen zu Saugschiebern im Notnebenkühlwassersystem von deutschen Kernkraftwerken durchgeführt. Diese kommen zu dem Ergebnis, dass bezüglich der Ereignisherrschaft zu zeigen ist, dass die Schieber im Anforderungsfall standsicher sind. Falls es ereignisbedingt zu Erschütterungen kommt, darf sich z. B. das Klappenblatt eines Schiebers nicht lösen und herabfallen, weil dadurch der zugehörige Systemstrang blockiert würde. Ein fehlerhaftes Schließen von Schiebern aufgrund von Einwirkungen wie Explosionsdruckwellen oder Erdbeben muss sicher verhindert werden, da diese Einwirkungen mehrere Redundanten gleichzeitig betreffen können und sich Auslegungsdefizite daher in allen betroffenen Redundanten gleichzeitig auswirken würden. Handbetätigte Schieber im Neben- oder Notnebenkühlwassersystem haben bezüglich redundanzübergreifender Einwirkungen von außen eine sicherheitstechnische Bedeutung. Demnach sollten entsprechende Untersuchungen zur Standsicherheit vorliegen

Die GRS spricht daher die Empfehlungen aus, die Auslegung vergleichbarer Armaturen zu überprüfen und gegebenenfalls Abhilfemaßnahmen zu ergreifen. Für Anlagen, bei denen die Kühlung der Brennelemente weiterhin ein Schutzziel ist, ist zu prüfen, ob im Neben- oder Notnebenkühlwassersystem handbetätigte Absperrschieber im Einsatz sind. Für diese Schieber ist zu prüfen, ob eine Standsicherheit bei redundanzübergreifenden Einwirkungen von außen im Rahmen der Komponentenauslegung nachgewie-

sen wurde. Sofern sich bei der Überprüfung Defizite in der Dokumentationssituation zeigen, ist entweder die Standsicherheit der Schieber nachzuweisen oder es sind Ersatzmaßnahmen vorzusehen, um bei einem Versagen der Schieber im Anforderungsfall innerhalb der zulässigen Karenzzeiten eine ausreichende Kühlung der Brennelemente sicherzustellen.

## **3.2 Elektro- und Leittechnik**

### **3.2.1 „Funktionsstörung Brandmeldeanlage“**

Während einer wiederkehrenden Prüfung wurde aufgrund von Störmeldungen an der Auswerteeinheit des Rauchansaugsystems festgestellt, dass ein zu der betroffenen Brandmeldeanlage zugehöriges Rauchansaugrohr des Rauchansaugsystems im Reaktorgebäude gebrochen war. Im betroffenen Kraftwerk werden zwei verschiedene Typen von Brandmeldezentralen (BMZ) eingesetzt. Alle BMZ werden über ein rechnerbasiertes Gefahrenmeldeanlagenmanagement- und Anzeigesystem (GMA-Manager) kontrolliert. Eine Signalisierung des Bruchs auf diesem übergeordneten GMA-Manager erfolgte entgegen der Erwartung nicht. Im Zuge der weiteren technischen Klärung der Störung wurde festgestellt, dass der Bruchzeitpunkt selbstmeldend war und bereits seit 27 Tagen eine entsprechende Störmeldung an der Auswerteeinheit des Rauchansaugsystems anstand. Durch die Staubbildung wurde zum Bruchzeitpunkt eine Brandmeldung abgesetzt und das Kriterium „Durchsatz hoch“ (Störmeldung) erreicht. Bei einer Begehung wurden weder Anzeichen eines Brandes noch der Bruch selbst entdeckt, da sich dieser an einer schwer einsehbaren Stelle befand. Die Anzeigen auf der Auswerteeinheit des Rauchansaugsystems wurden nicht geprüft und so die anstehende Störmeldung nicht bemerkt. Nach wiederholtem Auflaufen der Störmeldung auf dem GMA-Manager zum Bruchzeitpunkt wurde im Zuge der Störungsklä rung durch die Wartenmannschaft das Rauchansaugsystem mit der Funktion „STOER AB“ störabgeschaltet, da so eine wiederholte Meldung und Protokollierung der Störmeldung unterdrückt, die Meldung von Alarmen (Brand) aber unbeeinflusst bleibt. Nach der Wiederzuschaltung des Rauchansaugsystems stand die Störmeldung im GMA-Manager und dem Bedienelement der BMZ nicht mehr an. Eine erstellte Mängelmeldung wurde durch die Fachabteilung des Kraftwerks aufgrund des störungsfreien Meldebildes des GMA-Managers storniert.

Im Ereignisverlauf zeigt sich ein bisher nicht bekannter Auslegungsfehler im Bereich der Schnittstelle zwischen dem GMA-Manager und einer der im betroffenen Kraftwerk eingesetzten BMZ-Typen. Der über den GMA-Manager abgesetzte Befehl „STOER AB“ zur Störabschaltung des Rauchansaugsystems kann durch einen der eingesetzten BMZ-Typen korrekt interpretiert und verarbeitet werden. Der andere, später eingeführte BMZ-Typ (Nachfolgemodell) kann diesen Befehl nicht korrekt interpretieren, da ein solcher Befehl nicht definiert ist. Infolgedessen wurde die nach wie vor anstehende Störmeldung („Durchsatz hoch“) nach dem Wiedereinschalten nicht übertragen und somit weder im GMA-Manager noch an der betroffenen BMZ angezeigt und stattdessen fehlerhaft ein störungsfreier Zustand angezeigt. Von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung ist der festgestellte Auslegungsfehler an der Schnittstelle zwischen GMA-Manager und BMZ sowie der Ablauf der Störungsklä rung. Wenn ein von dem GMA-Manager abgesetzter Befehl von der BMZ nicht spezifikationsgemäß ausgeführt wird, kann dies gravierendere Folgen haben, z. B. einen Ausfall der Branddetektion oder einen Ausfall oder eine Fehlauslösung von Brandbekämpfungsmaßnahmen. Da noch nicht bekannt ist, ob es sich bei dem beobachteten Fehler um ein Problem des GMA-Managers oder der BMZ handelt, empfiehlt die GRS zu prüfen, ob alle Befehle, die über das betroffene übergeordnete Management- und Anzeigesystem an BMZ ausgegeben werden, von diesen richtig verarbeitet werden können, ohne dass es zu Funktionseinschränkungen der Brandschutzfunktionen kommt. Gegebenenfalls sind Abhilfemaßnahmen zu ergreifen. Ebenfalls ist zu prüfen, ob Befehle, die über einen GMA-Manager an BMZ des betroffenen Typs abgesetzt werden können, von diesen richtig verarbeitet werden, ohne dass es zu Funktionseinschränkungen der Brandschutzfunktionen kommt. Des Weiteren ist durch entsprechende Vorgaben im Betriebsreglement sicherzustellen, dass bei der Klärung von Störungen mit unklarer Signalisierung, also insbesondere von Störungen mit Störmeldungen, die scheinbar ohne technischen Grund anstehen oder wegfallen, auch die Anzeigen vorhandener örtlicher Leitstände und Auswerteeinheiten zur Verifizierung der Signalisierung herangezogen und berücksichtigt werden.

### **3.2.2 „Baugruppenfehler in Kransteuerung am Reaktor-Rundlaufkran“**

In einem deutschen Druckwasserreaktor, der sich zum Zeitpunkt des Ereignisses im Abbau befand, kam es aufgrund eines alterungsbedingten und von den Einsatzbedingungen abhängigen systematischen Fehlers zu einem Ausfall einer digitalen Eingangsbaugruppe in der Steuerung des Reaktor-Rundlaufkrans. Durch den Fehler in der Baugruppe, die betriebliche Funktionen der Steuerung des Reaktor-Rundlaufkrans ausführt, kam es wiederholt zum Ansprechen der Hupe an der Fernbedieneinheit des Krans.



Infolgedessen wurde die betroffene Baugruppe durch eine Ersatzbaugruppe gleichen Typs ersetzt. Während des nachfolgenden Betriebs des Krans wurde am darauffolgenden Tag ein vergleichbares Ansprechen der Hupe an der Fernbedieneinheit festgestellt. Eine erneute Ursachenklärung ergab, dass zwei weitere typgleiche, in dem betroffenen Bereich der Steuerung eingesetzte Baugruppen, einen vergleichbaren Fehler aufwiesen. Der Betrieb des Krans wurde daraufhin eingestellt, alle auffälligen Baugruppen wurden ausgetauscht und alle typgleichen Baugruppen in der Kransteuerung wurden geprüft. Zwei weitere Baugruppen wurden danach vorsorglich ausgetauscht. Die übrigen typgleichen Baugruppen zeigten keine Auffälligkeiten. Nach erfolgreicher Funktionsprüfung wurde der Kran im Anschluss wieder für den Betrieb freigegeben.

Ursache für den Ausfall und das Ansprechen der Hupe war ein Absinken der Eingangsempfindlichkeit in einzelnen Eingangskanälen der betroffenen Baugruppe, bedingt durch eine vorzeitige Alterung des verbauten Folienkondensators. Eingänge, die der Ansteuerung der Hupe an der Fernbedieneinheit des Krans dienen, führen im Normalbetrieb dauerhaft ein logisches „1“-Signal am Eingang der Baugruppe. Auf diese Weise führt ein Ausbleiben des Eingangssignals, z. B. aufgrund eines Fehlers, zur Auslösung der Hupe, wodurch der Fehler sicher erkannt wird (sicherheitsgerichtet, fail-safe). An Eingängen, die dauerhaft belastet werden, kommt es bedingt durch Alterung zu einer Abnahme der Kapazität des Kondensators. Als Folge dessen wird von der Baugruppe das Eingangssignal nicht mehr erkannt. Von der nachfolgenden Logik wird dies als Fehler interpretiert und entsprechend die Hupe ausgelöst. Die Ursache für die vorzeitige Alterung des Kondensators unter Dauerbelastung wurde nicht ermittelt. Alterungseffekte von Kondensatoren und deren Ursachen z. B. Einsatzbedingungen (Temperatur, Spannung, usw.) sind bekannt. Es ist in der deutschen Betriebserfahrung bereits zu Ausfällen von Baugruppen aufgrund alterungsbedingter Defekte von Kondensatoren gekommen. Das vorliegende Ereignis weist erneut auf die Bedeutung einer systematischen Beobachtung von Alterungseffekten von in Baugruppen eingesetzten Kondensatoren hin.

Der GRS liegen Informationen vor, dass der in diesem Ereignis betroffene Baugruppentyp in anderen kerntechnischen Anlagen in betrieblichen Systemen eingesetzt ist. Es kann jedoch nicht ausgeschlossen werden, dass der betroffene Baugruppentyp auch in sicherheitsrelevanten Systemen eingesetzt wird. Die GRS empfiehlt daher zu prüfen, ob die betroffene digitale Eingangsbaugruppe in sicherheitstechnisch wichtigen Anlagen eingesetzt wird. Falls die Baugruppe in sicherheitstechnisch wichtigen Systemen eingesetzt wird, sind im Rahmen des Alterungsmanagements gemäß KTA 1403 Maßnahmen/Vorkehrungen zu treffen, um alterungsbedingten systematischen Ausfällen dieses Baugruppentyps entgegenzuwirken.

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

#### **3.3.1 „Spannungslosigkeit der 24V/48V GS-Verteilung in der Scheibe 50 während des Brennelementwechsels“**

Bei der Durchführung von Funktionsprüfungen nach einem Baugruppentausch kam es in einem deutschen Druckwasserreaktor zu einem Ausfall der Energieversorgung eines Reaktorschutzschranke. Die Anlage befand sich zum Ereigniszeitpunkt in Revision (kalt unterkritisch, drucklos), der Reaktorkern war teilentladen. Zum Ereigniszeitpunkt war die Redundanz 20/60 auf Grund von geplanten Wartungsarbeiten freigeschaltet. Gleichzeitig erfolgte an zwei Gleichrichtern, die in der Redundanz 50 aus der 380V-AC-Schiene (D2-Notstromschiene) die batteriegesicherte 24/48V-DC-Schiene sowie eine unterlagerte 48V-DC-Schiene speisen, ein Austausch von Baugruppen. Nach Abschluss des Baugruppentausches an den beiden Gleichrichtern sollte eine Inbetriebsetzungsprüfung der Gleichrichter durchgeführt werden, wobei hierfür eine vorhandene Prüfanweisung der WKP der Gleichrichter verwendet werden sollte, bei der ebenfalls die Funktionsfähigkeit der Gleichrichter sowie deren zugehörige Überwachungs- und Verriegelungseinrichtungen geprüft werden. Insgesamt lag der Umfang der Prüfanweisung der WKP über dem geplanten Umfang der Inbetriebsetzungsprüfung. Entsprechend dem in der Prüfanweisung beschriebenen Prüfablauf wurde der Einspeiseschalter zwischen der durch die Gleichrichter versorgten, batteriegesicherten 24/48V-DC-Schiene und der unterlagerten 48V-DC-Schiene geöffnet. Die unterlagerte 48V-DC-Schiene war dadurch ohne Spannungsversorgung. Die Schränke der Sicherheitsleittechnik in Redundanz 50 werden per diodenentkoppelter Doppeleinspeisung aus den Redundanzen 50 und 60 über die jeweiligen hier betroffenen 48V-DC-Schienen versorgt. Da die Schiene der Redundanz 60 revisionsbedingt freigeschaltet war, waren alle Verbraucher der unterlagerten 48V-DC-Schiene (einschließlich der Schränke der Sicherheitsleittechnik) nach dem Öffnen des Einspeiseschalters ohne Spannungsversorgung. Der Ausfall der Spannungsversorgung der unterlagerten 48V-DC-Schiene war durch verschiedene Wartenmeldungen selbstmeldend. Von der Spannungslosigkeit betroffen waren die Teile des Reaktorschutzes der Redundanz 10/50, die auch während der Revision im Betrieb bleiben (Ansteuerung und Belastungsprogramm der Notstrom- und Notspeisenotstromdiesel, Bereichsumschaltung EVA und zugehöriges Prüfsignal), und entsprechende Teile der Störfallinstrumentierung und der Sicherheitsbeleuchtung. Der Ausfall der Versorgungsspannung der Elektronikschränke der Redundanz 50 führte zu gestörten Zustandsanzeigen bei Armaturen des aktiven Nachkühlstrangs und der zugehörigen Nachkühlpumpe, mit der Folge, dass diese Armaturen von der Warte aus nicht mehr ansteuerbar waren. Die zu diesem

Zeitpunkt für die Kühlung des Primärkreises genutzte Nachkühlpumpe wurde daher per Hand abgeschaltet. Nach circa 15 Minuten wurde die Spannungsversorgung durch Schließen des Einspeiseschalters wiederhergestellt. Dabei wurden die durch den Spannungsausfall auslegungsgemäß ausgelösten Reaktorschutzsignale nicht wie vorgesehen zuvor zurückgesetzt, so dass es zur Auslösung der anstehenden Reaktorschutzsignale, und somit zum Start eines Notstromdiesels und der Bereichsumschaltung EVA, kam.

Ursächlich für das Ereignis sind mehrere Fehlhandlungen bzw. -planungen und eine unzureichende Arbeitsvorbereitung. Ursprünglich war eine Durchführung der Arbeiten während einer Freischaltung der betroffenen Redundanz 50 geplant, bei der die Redundanzen 20/60 verfügbar gewesen wären, so dass die Versorgung der Elektronikschränke der Redundanz 50 aufgrund der Doppeleinspeisung sichergestellt gewesen wäre. Die Arbeiten waren dann durch das Revisionsbüro ohne Rücksprache mit dem zuständigen Sachbearbeiter verlegt worden. Da das Revisionsbüro zur Bewertung der Durchführbarkeit lediglich den Arbeitsauftrag verwendete, welcher nicht die expliziten Prüfvoraussetzungen, sondern lediglich einen Verweis auf die sehr viel umfangreichere Prüfanweisung (mit den Prüfvoraussetzungen) enthielt, waren die Prüfvoraussetzungen am neuen Termin nicht erfüllt. Zudem wurden die Prüfvoraussetzungen nicht im Rahmen einer Arbeitsvorbesprechung thematisiert. Die Prüfanweisung ist für eine umfangreichere WKP erstellt worden und wurde hier für den Baugruppentausch und die zugehörigen IBS-Prüfungen ohne gesonderte Anpassungen mitverwendet. Die Durchführenden vor Ort konnten sich daher nicht exakt an die Prüfanweisung halten. Die Prüfanweisung enthielt zahlreiche nicht durchzuführende Maßnahmen als auch technisch für die geplanten Prüfungen nicht notwendige Maßnahmen, z. B. das ereignisauslösende Öffnen des Schalters. Des Weiteren wurde eine Ausführungsanweisung zur Vorgehensweise bei einem Ausfall der Versorgungsspannung des Reaktorschutzes im konkreten Fall nicht eingehalten und die Versorgungsspannung des Reaktorschutzschranke ohne Rücksprache mit der entsprechenden Fachabteilung wieder zugeschaltet. Im vorliegenden Fall war das Schichtpersonal auf die Wiederherstellung des Sollzustandes fokussiert, so dass die Ausführungsanweisung fehlerhaft nicht beachtet wurde, da unter anderem das BHB keinen Hinweis auf die Ausführungsanweisung enthielt. Die GRS empfiehlt, dass bei der Vorbereitung von Arbeiten oder der zeitlichen Verschiebung von bereits geplanten Arbeiten während der Revision, sicherzustellen ist, dass dem Revisionsbüro alle notwendigen Informationen, insbesondere die technischen Voraussetzungen für die Durchführung der Arbeiten, vorliegen bzw. vom Revisionsbüro herangezogen werden und deren

Erfüllbarkeit zum Zeitpunkt der Arbeiten explizit geprüft wird. Wenn die genauen Voraussetzungen unklar sind oder die entsprechenden Dokumente nicht ausgewertet werden können, ist Rücksprache mit der zuständigen Fachabteilung zu halten. Werden im Rahmen von durchzuführenden Arbeiten technische Dokumente, wie z. B. Prüfanweisungen, die für Arbeiten verwendet werden, für die sie ursprünglich nicht erstellt wurden, oder in denen unterschiedliche Arbeitsabläufe zugrunde gelegt werden, ist sicherzustellen, dass sie vor der Verwendung geprüft und eventuelle Abweichungen vom beschriebenen Ablauf, nicht zu berücksichtigende Passagen oder zusätzliche durchzuführende Maßnahmen, eindeutig gekennzeichnet und in der Vorbesprechung kommuniziert werden. Im Fall von Änderungen an einem geplanten Arbeitsablauf sollte der federführende Sachbearbeiter über den genauen Umfang der vorgesehenen Änderungen informiert werden, um die Änderungen prüfen zu können. Die Benachrichtigung des Sachbearbeiters sollte nach Möglichkeit automatisch erfolgen und eine Freigabe der Änderungen vor Durchführung der Arbeiten von ihm eingeholt und diese dokumentiert werden.



## **4 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 BMUV durch die Länder in Form von Erfahrungsrückflüssen mitgeteilt. Diese werden 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 2020 ausgewertet (siehe /GRS 22/ 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.



## **5 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.

### **5.1 Managementsysteme für Forschungsreaktoren**

Das Regelwerk der IAEA fordert für alle kerntechnischen Einrichtungen und Tätigkeiten die Einrichtung eines integrierten Managementsystems. Dies wird bereits in den übergeordneten Safety Fundamentals No. SF-1 festgeschrieben. Anforderungen an die Einrichtung und den Umfang eines Managementsystems werden in den General Safety Requirements GSR Part 2 „Leadership and Management for Safety“ weiter spezifiziert. Der GSR Part 2 soll hierbei für alle Anlagen und Tätigkeiten Anwendung finden, die ein Strahlenrisiko beinhalten. Forschungsreaktoren werden hierbei ausdrücklich mit einbezogen. Forschungsreaktorspezifische Anforderungen werden in den Specific Safety Requirements SSR-3 „Safety of Research Reactors“ formuliert. Hier wird unter anderem dargelegt, dass diese Anforderungen und die damit zusammenhängenden Ziele und Grundsätze bei der Einrichtung und Anwendung des Managementsystems für Forschungsreaktoren nach einem abgestuften Ansatz zu berücksichtigen sind. Der Detaillierungsgrad des Managementsystems, der für einen bestimmten Forschungsreaktor oder ein bestimmtes Experiment erforderlich ist, soll sich nach dem Gefahrenpotenzial des Forschungsreaktors und der Experimente richten. Auf die Anwendung des abgestuften Ansatzes bei Forschungsreaktoren geht zudem der Specific Safety Guide SSG-22 „Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors“ vertieft ein (SSG-22, Para. 4.2, 4.4 - 4.7). Der General Safety Guide GS-G-3.1 „Application of the Management System for Facilities and Activities“ und der General Safety Guide GS-G-3.5 „The Management System for Nuclear Installations“ konkretisieren die Anforderungen des GS-R-3. In GS-G-3.1 wird zudem im Anhang noch spezifischer auf die Umsetzung der Anforderungen und Hinweise zum Managementsystem für verschiedene Stadien einer kerntechnischen Einrichtung (z. B. Design, Bau, Betrieb, Stilllegung) eingegangen. Zusätzliche Aspekte sind Sicherheitskultur und die Anwendung eines abgestuften Ansatzes. Der Bericht Safety Report Series No. 75 (SRS 75) „Implementation of a Management System for Operating Organizations of Research



Reactors“ formuliert selbst keine neuen Anforderungen, sondern gibt einen Überblick über mögliche Umsetzungen der Anforderung zum Managementsystem in Forschungsreaktoren. Hierzu werden systematisch die Anforderungen der zur Zeit der Veröffentlichung gültigen Safety Standards aufgegriffen. Vereinzelt werden in Ergänzung zu den Hinweisen aus den einschlägigen Safety Guides weitere Ausführungen gegeben, die größtenteils die allgemeinen Aspekte auf Forschungsreaktoren fokussieren. Der große Mehrwert des SRS 75 liegt in der Darstellung von Beispielprozessen. Diese geben eine Hilfestellung bei der Einführung eines Managementsystems bei einem Forschungsreaktor. Auch die Prozessbeschreibung der Einführung an sich bietet eine Ergänzung zu den Anforderungen und Hinweisen der Safety Standards. Die grundsätzliche Verpflichtung der Einrichtung eines Managementsystems für Genehmigungsinhaber einer kerntechnischen Anlage ist im deutschen Regelwerk im Atomgesetz (AtG) in § 7c verankert. Die Bestimmung des AtG wird im untergesetzlichen Regelwerk, insbesondere den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (SiAnf) und der KTA-Regel 1402 „Integriertes Managementsystem zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken“ (KTA 1402) weiter ausgeführt. Hier werden weitere Anforderungen und Hinweise zur Einrichtung eines integrierten, prozessbasierten Managementsystems gegeben. Sowohl die SiAnf als auch KTA 1402 wurden für in Deutschland betriebene Kernkraftwerke entwickelt. Sinngemäß kommen diese Regelungen auch bei Forschungsreaktoren in Deutschland zur Anwendung. Im SRS 75 wird nicht nur allgemein auf die Sicherheitskultur eingegangen, sondern explizit auf die Sicherheitskultur aller in der Einrichtung tätigen Mitarbeiter, wie Studierende und Wissenschaftler, die ggf. in verschiedenen Arbeitsgruppen tätig sind. Darüber hinaus, werden im SRS 75 detaillierte Prozessbeschreibungen gegeben. Die inhaltliche Gegenüberstellung der im SRS 75 formulierten Anforderungen mit dem deutschen Regelwerk im GRS-Bericht „Managementsystem für Forschungsreaktoren“ /BRE 22/ zeigt, dass diese größtenteils durch das deutsche Regelwerk abgedeckt werden. Eine Prozessbeschreibung erfolgt im deutschen Regelwerk im Gegensatz zum SRS 75 nur generisch. Prozesse, die spezifisch für Forschungsreaktoren sind, werden in KTA 1402 nicht gesondert behandelt, da es sich um ein Regelwerk für Kernkraftwerke handelt.

## 6 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 insgesamt fünf Weiterleitungsnachrichten 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.

Im Rahmen einer Auswertung der IAEA Safety Report Series No. 75 (SRS 75) „Implementation of a Management System for Operating Organizations of Research Reactors“, wurde herausgearbeitet, welche der im SRS 75 genannten Anforderungen an ein Managementsystem durch die übergeordneten Anforderungen des deutschen Regelwerks, insbesondere die KTA 1402, abgedeckt werden. Anhand der Auswertung wird gezeigt, dass die Anforderungen größtenteils durch das deutsche Regelwerk abgedeckt werden. Im Gegensatz zu den detaillierten Prozessbeschreibungen aus dem SRS 75 sind im deutschen Regelwerk nur generische Prozessbeschreibungen enthalten.

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

- /BRE 22/ Breest, A., Becker, B.: Managementsystem für Forschungsreaktoren. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Dezember 2021.
- /GRS 22/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Anlagenübergreifende Auswertung der Rückmeldungen bis November 2022 zu Weiterleitungsnachrichten des Jahres 2020. GRS-A-4080, Köln, November 2022.
- /IAEA 18/ Safety Standards Series No. SSG-50: „Operating Experience Feedback for Nuclear Installations“. Specific Safety Guide, International Atomic Energy Agency (IAEA), Wien, 2018.



## **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

**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)