

**Sicherheitstechnisch
relevante
Fehlermechanismen
in der Nachbetriebsphase**

Sicherheitstechnisch relevante Fehlermechanismen in der Nachbetriebsphase

Gerhard Mayer
Jan Christopher Stiller
Sarah Römer

März 2017

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende F&E-Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) unter dem Kennzeichen 3614R01303 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

Deskriptoren

Betriebserfahrung, Fehlermechanismus, Stilllegung

Kurzfassung

Nach der erfolgten 13. Änderung des Atomgesetzes haben acht deutsche Blöcke die Berechtigung zum Leistungsbetrieb verloren und befinden sich im sogenannten Nachbetrieb. Die verbleibenden Kernkraftwerke sind bereits oder werden bis Ende 2022 in den Nachbetrieb übergehen. Deshalb sollten für den Nachbetrieb besonders relevante Fehlermechanismen identifiziert und beschrieben werden. Hierzu wurden drei wesentliche Arbeitsschritte ausgeführt:

Zunächst wurde die aktuelle nationale und internationale Literatur ausgewertet, um dort Hinweise für Fehlermechanismen im Nachbetrieb zu erhalten. Es zeigte sich, dass der überwiegende Teil der nationalen und internationalen Literatur sich mit dem generellen Vorgehen beim Übergang vom Leistungsbetrieb zu Stilllegung und Rückbau befasst. Es wurden aber auch einige Dokumente identifiziert, die detailliertere Hinweise auf mögliche Fehlermechanismen im Nachbetrieb geben. Dies umfasst z. B. die Freisetzung von Radioaktivität durch Absturz von Behältern, Chemische Einwirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme bei Dekontaminationsarbeiten und Korrosion bei Lagerung des Kerns im Lagerbecken, so dass es zum Festfressen der Brennelemente in den Lagergestellen und einer möglichen Reduzierung der Kühlmittelzirkulation kommt.

In einem zweiten Schritt wurden drei von den Betreibern erstellte Sicherheitsanalysen zu DWR-Anlagen im Nachbetrieb ausgewertet, um Fehlermechanismen ausgehend von der Systemtechnik zu identifizieren. Hier gefundene Fehlermechanismen umfassen z. B die Störung in der Borkonzentration des Primärkühlmittels, Beschädigung der Materialschleuse beim Ausschleusen von Castor-Behältern, Leckagen bei der Primärkreisdekontamination sowie Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen mit Mobilisierung radioaktiver Aerosole.

Schließlich wurde die nationale und internationale Betriebserfahrung ausgewertet, um anhand von aufgetretenen Ereignissen übergeordnete Fehlermechanismen herzuleiten. Hierzu wurde sowohl die Datenbank der deutschen Meldepflichtigen Ereignisse (VERA), die Datenbank des OECD/NEA-Projektes „International Common-cause Data Exchange (ICDE)“ sowie die Datenbank des „International Reporting Systems for Operating Experience (IRS)“ der IAEA untersucht. Da diese Datenquellen eine Gesamtzahl von etwa 12.000 Ereignissen umfassen, wurden zunächst die 309 Ereignisse in Anlagen, die sich in der Nachbetriebs- oder Stilllegungsphase befanden, ausgewertet. Um

auch Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb, deren Schadensphänomen für den Nachbetrieb besondere Bedeutung hat, zu erfassen, wurde versucht, automatisierte Suchen zu entwickeln, die eine Vorauswahl relevanter Ereignisse ergibt. Zur Erprobung der Methode wurden 900 Ereignisse einer deutschen Doppelblockanlage von Errichtung an manuell analysiert. Es zeigte sich, dass eine automatisierte Suche keine abdeckenden Ergebnisse liefert. Insgesamt wurden 12 Ereignisse aus deutschen Anlagen im Nachbetrieb bzw. in der Stilllegung und 36 Ereignisse aus Anlagen mit Erlaubnis zum Leistungsbetrieb sowie 6 Ereignisse aus der internationalen Betriebserfahrung (IRS und ICDE) identifiziert, die einen Fehlermechanismus mit einer besonderen Relevanz für die Nachbetriebsphase aufweisen. Die Ereignisse wurden einzeln vorgestellt, wobei insbesondere der jeweils für den Nachbetrieb besonders relevante Fehlermechanismus beschrieben wurde. Die gefundenen Fehlermechanismen können drei allgemeinen Kategorien zugeordnet werden:

- besondere Fahrweisen
- veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen
- organisatorische und personelle Randbedingungen

Die Fehlermechanismen dieser Kategorien wurden zusammenfassend dargestellt und diskutiert.

Abstract

When the 13th amendment of the Atomic Energy Act came into force, eight German nuclear power plant units had their power operating licences revoked and are now in the so-called post operation phase. Of the remaining nuclear power plants, one have by now also entered the post operation phase, with those left in operation bound for entering this phase sometime between now and the end of 2022. Therefore, failure mechanisms that are particularly relevant for post operation were to be identified and described in the frame of the present project. To do so, three major steps were taken:

Firstly, recent national and international pertinent literature was evaluated to obtain indications of failure mechanisms in the post operation phase. It turned out that most of the national and international literature deals with the general procedure of the transition from power operation to decommissioning and dismantling. However, there were also some documents providing detailed indications of possible failure mechanisms in post operation. This includes e.g. the release of radioactive materials caused by the drop of containers, chemical impacts on systems important to safety in connection with decontamination work, and corrosion in connection with the storage of the core in the spent fuel pool, with the latter leading to the jamming of the fuel assemblies in the storage racks and a possible reduction of coolant circulation.

In a second step, three safety analyses of pressurised water reactors prepared by the respective plant operators were evaluated to identify failure mechanisms based on systems engineering. The failure mechanisms that were found here include e.g. faults in the boric acid concentration of the reactor coolant, damage to the equipment airlock upon the unloading of Castor casks, leakages in connection with primary system decontamination, and the drop of packages holding radioactive residual materials or waste with subsequent mobilisation of radioactive aerosols.

Finally, national and international operating experience was evaluated with the aim to derive general failure mechanisms from events that have occurred. For this purpose, the database of German reportable events (VERA), the database of the OECD/NEA “International Common-cause Data Exchange (ICDE)” project as well as the database of the “International Reporting Systems for Operating Experience (IRS)” of the IAEA was searched. As these data sources comprise a total number of about 12,000 events, initially the evaluation focused on the 309 events that occurred in plants that are in the post operation or decommissioning phase. In order to capture events from power oper-

ation whose damage phenomena have special relevance for post operation, too, attempts were made to develop automatic searches that would deliver a pre-selection of relevant results. To evaluate this method, 900 events from a German twin unit plant over a period from their construction until the present were analysed manually. It turned out that an automated search did not deliver enveloping results. All in all, 12 events from German plants in post operation or decommissioning and 36 events from plants with power operation licences as well as 6 events from international operating experience (IRS and ICDE) which showed a failure mechanism with special relevance for the post operation phase were identified. The events were presented individually, with special emphasis on the description of the failure mechanism that was particularly relevant for post operation. The failure mechanisms identified can be allocated to the following three general categories:

- special operating modes
- changed operating or ambient conditions
- organisational and personnel boundary conditions

The failure mechanisms assigned to these categories are presented in a summarized form and discussed.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung und Überblick.....	1
2	Definitionen von Anlagenzuständen	3
3	Aktueller Stand von Wissenschaft und Technik.....	5
3.1	Nationale Informationsquellen.....	5
3.1.1	Stilllegungsleitfaden.....	5
3.1.2	Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen	6
3.1.3	Stellungnahmen der RSK und der ESK	8
3.1.4	KTA-Regeln	8
3.1.5	Ad-hoc Arbeitsgruppe „Nachbetrieb vor Stilllegung“ des Bund-Länder- Ausschusses	10
3.1.6	Facharbeitskreis „Betrieb und Systeme“ des VdTÜV (FAK).....	13
3.1.7	TÜV-Symposium „Nachbetrieb vor Stilllegung“	14
3.2	Internationale Informationsquellen	15
3.2.1	IAEA Safety Standard „Decommissioning of Facilities“ und IAEA Safety Standard „Safety Assessment for Facilities and Activities“.....	15
3.2.2	IAEA Safety Guide „Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors“ und IAEA Safety Report „Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities“	16
3.2.3	NEA-Report „Achieving the Goals of the Decommissioning Safety Case“	20
3.2.4	Das „Decommissioning Handbook“ des US-amerikanischen Department of Energy	21
3.2.5	International Symposium on Preparation for Decommissioning – PREDEC 2016.....	22
3.3	Zusammenfassung der Literaturlauswertung	23
4	Identifizierung relevanter Fehlermechanismen ausgehend von der Systemtechnik	27
4.1	Auswertekonzept	28

4.2	Allgemeine Angaben zu den Anlagen	29
4.2.1	DWR 1	29
4.2.2	DWR 2.....	29
4.2.3	DWR 3.....	30
4.3	Darstellung der Betriebsvorgänge und Fahrweisen im Nachbetrieb	30
4.3.1	DWR 1.....	30
4.3.2	DWR 2.....	32
4.3.3	DWR 3.....	33
4.4	Angaben zu den ausgewerteten Sicherheitsanalysen.....	33
4.4.1	DWR 1	33
4.4.2	DWR 2.....	34
4.4.3	DWR 3.....	34
4.5	Berücksichtigte Schutzziele	35
4.6	Untersuchte Ereignisse.....	35
4.6.1	DWR 1.....	36
4.6.2	DWR 2.....	41
4.6.3	DWR 3.....	44
4.7	Status der verfügbaren Systemtechnik	47
4.7.1	DWR 1	47
4.7.2	DWR 2.....	48
4.7.3	DWR 3.....	50
4.8	Status der Barrieren.....	50
4.8.1	DWR 1.....	51
4.8.2	DWR 2.....	51
4.8.3	DWR 3.....	51
4.9	Modifikationen in der Anlage.....	51
4.9.1	DWR 1.....	52
4.9.2	DWR 2.....	53
4.9.3	DWR 3.....	54
4.10	Sicherheitstechnisch relevante Handhabungen in der Nachbetriebsphase.....	54
4.10.1	Tätigkeiten, die die Kontrolle der Reaktivität gefährden können.....	55

4.10.2	Tätigkeiten, die die Abfuhr der Nachzerfallswärme gefährden können....	56
4.10.3	Tätigkeiten, die den Einschluss der radioaktiven Stoffe gefährden können.....	57
4.10.4	Tätigkeiten, die die Begrenzung der Strahlenexposition gefährden können.....	58
4.10.5	Zusammenfassende Bewertung der sicherheitstechnisch relevanten Handhabungen	62
5	Identifizierung relevanter Fehlermechanismen ausgehend von der Betriebserfahrung.....	63
5.1	Deutsche Betriebserfahrung	64
5.1.1	Ereignisse aus Nachbetrieb und Stilllegung	64
5.1.2	Ermittlung der Suchkriterien für Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb.....	68
5.1.3	Auswertung der deutschen Betriebserfahrung von Anlagen im Leistungsbetrieb	86
5.2	Internationale Betriebserfahrung.....	88
5.2.1	Datenbasis der IRS.....	88
5.2.2	Datenbasis der ICDE	91
5.3	Vorstellung der identifizierten Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für die Nachbetriebsphase	93
5.3.1	Vorstellung der Kategorien	94
5.3.2	Ereignisse aus der Stilllegung deutscher Kernkraftwerke.....	95
5.3.3	Ereignisse aus dem Nachbetrieb deutscher Kernkraftwerke	100
5.3.4	Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb deutscher Kernkraftwerke	105
5.3.5	Internationale Ereignisse	133
6	Zusammenfassung	139
6.1	Vergleich der Auswertung des Standes von Wissenschaft und Technik mit der Auswertung der Sicherheitsanalysen	139
6.2	Diskussion der relevanten Fehlermechanismen ausgehend von der Systemtechnik	142
6.2.1	Fehlermechanismen zur Gefährdung der Unterkritikalität	142
6.2.2	Fehlermechanismen zur Gefährdung der Kühlung der Brennelemente..	143

6.2.3	Fehlermechanismen zur Gefährdung des Einschluss radioaktiver Stoffe	144
6.2.4	Fehlermechanismen zur Gefährdung der Begrenzung der Strahlenexposition	145
6.3	Diskussion der relevanten Fehlermechanismen ausgehend von der Betriebserfahrung	145
6.3.1	Besondere Fahrweisen	145
6.3.2	Veränderte Betriebs- und Umgebungsbedingungen	146
6.3.3	Organisatorische und personelle Randbedingungen.....	147
6.3.4	Statistische Auswertung der Kategorien	148
6.4	Fazit.....	150
	Literaturverzeichnis.....	151
	Abbildungsverzeichnis.....	157
	Tabellenverzeichnis.....	159

1 Einleitung und Überblick

Nach der 13. Änderung des Atomgesetzes als Reaktion auf die Unfälle im japanischen Kernkraftwerk Fukushima I befinden sich die Kernkraftwerke Biblis Block A und B (KWB-A und KWB-B), Brunsbüttel (KKB), Isar 1 (KKI-1), Krümmel (KKK), Neckarwestheim 1 (GKN-1), Philippsburg 1 (KKP-1) und Unterweser (KKU) im sogenannten Nachbetrieb vor Stilllegung. Solange sich noch Brennstoff auf der Anlage befindet, sind die entsprechenden Schutzziele Unterkritikalität, Wärmeabfuhr und Rückhaltung der Aktivität zu gewährleisten. Gleichzeitig werden aber entsprechend den erteilten Genehmigungen vorbereitende Arbeiten für die Stilllegung durchgeführt und Änderungen an der Betriebsführung vorgenommen. Zur Feststellung des Sicherheitsniveaus der Anlagen im Nachbetrieb waren die Betreiber verpflichtet, Sicherheitsanalysen vorzulegen.

Die Situation eines unvorbereiteten Übergangs vom Leistungsbetrieb zur Stilllegung, in der sich die oben genannten Anlagen befinden, kann sicher als einzigartig bezeichnet werden. Bei künftigen Abschaltungen werden die Anlagen den Übergang langfristig planen (auch unter Einbeziehung der Erfahrungen aus den aktuellen Abschaltungen) und es ist zu erwarten, dass die Lagerbecken vorzeitig von abgebrannten Brennelementen entleert werden und der Brennstoff effizient ausgenutzt wird, so dass die notwendige Abklingzeit im Lagerbecken verkürzt wird. Ungeachtet dessen muss auch in den zukünftigen Übergangsphasen vom Leistungsbetrieb zur Stilllegung die Sicherheit der Anlage nachgewiesen werden.

Bei den bisherigen Untersuchungen der Betriebserfahrungen wurde der Fokus meist auf Schadensphänomene und Fehlermechanismen gelegt, die für den Leistungsbetrieb oder Anlagenstillstände in der Revision bedeutsam sind. Fehlermechanismen, die nur für Zustände der Nachbetriebsphase Bedeutung haben, waren bisher kein Schwerpunkt vertiefter Untersuchungen. Deshalb sollen nun im Rahmen des Vorhabens 3614R01303 sicherheitstechnisch relevante Fehlermechanismen identifiziert werden, die während der Nachbetriebsphase erhöhte Bedeutung erlangen können, da Systeme, Strukturen und Komponenten anderen Betriebs- und Umgebungsbedingungen ausgesetzt werden, Überwachung, Prüfung und andere Instandhaltungsarbeiten anders als zuvor durchgeführt werden, besondere Fahrweisen auftreten können und sich die organisatorischen und personellen Randbedingungen in den Anlagen ändern.

Hierzu wurde zunächst der nationale und internationale Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf sicherheitstechnisch relevante Fehlermechanismen in der Nachbetriebsphase ermittelt und aufbereitet (Kapitel 1).

Danach wurden die in der Nachbetriebsphase zu betrachtenden auslösenden Ereignisse hinsichtlich des Ausfalls der Nachwärmeabfuhr und der Freisetzung radioaktiver Stoffe definiert. Es wurde untersucht, welche für die Nachbetriebsphase spezifische Mechanismen zu deren Auslösung führen und welche Systemfunktionen und Maßnahmen zur Beherrschung der Störfälle in der Nachbetriebsphase mit welchem Redundanzgrad noch möglich sind und wie diese organisiert sind. Hierzu werden die in der GRS verfügbaren vom Betreiber vorgelegten Sicherheitsanalysen ausgewertet. Es werden dabei die in den Vorhaben SR 2547, 3608R02615 und 3610R01333 (/LIN 08/, /MER 10/, /RÖW 15/) gewonnenen Erfahrungen zur anlagenbezogenen Auswertung und Dokumentation von Sicherheitsstatusanalysen und von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) genutzt. Darauf aufbauend, wurden Schlussfolgerungen hinsichtlich generischer sicherheitstechnisch relevanter Fehlermechanismen für die Einleitung und Beherrschung von Störfällen in der Nachbetriebsphase gezogen und dargestellt (Kapitel 1).

Des Weiteren wurde ausgewählte nationale und internationale Betriebserfahrung ausgewertet, um Fehlermechanismen zu identifizieren, die während der Nachbetriebsphase erhöhte Bedeutung erlangen können, da Komponenten und Systeme anderen Betriebs- und Umgebungsbedingungen ausgesetzt werden und/oder Überwachung, Prüfung und andere Instandhaltungsarbeiten anders als zuvor durchgeführt werden können. Hierzu wurden folgende Datenquellen verwendet:

- die deutschen Meldepflichtigen Ereignisse (Datenbank VERA)
- das internationale Programm zum Austausch von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) „International Common Cause Data Exchange (ICDE)“ der OECD/NEA
- das „International Reporting System for Operating Experience (IRS)“ der IAEA

Die Vorgehensweise bei der Auswertung der Betriebserfahrung und die identifizierten Fehlermechanismen sind in Kapitel 5 dargestellt.

In Kapitel 6 werden die Ergebnisse zusammenfassend dargestellt und diskutiert.

2 Definitionen von Anlagenzuständen

Die Definitionen der folgenden in diesem Bericht verwendeten Begriffe sind dem „Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach § 7 Atomgesetz“ /BMU 16/ entnommen.

„Abschaltung“

„Die Abschaltung einer Anlage ist jede Beendigung oder Unterbrechung des Leistungsbetriebes.“

Die Abschaltung als solche ist von der Betriebsgenehmigung erfasst.

„Betrieb“

„Der Betrieb umfasst alle Zustände und Vorgänge in der Anlage zwischen dem Vollzug der ersten Teilgenehmigung zum Betrieb und der endgültigen Beendigung dieses Betriebes.“

Hat der Betreiber die endgültige Einstellung des Leistungs- bzw. Produktionsbetriebes der Anlage vorgenommen, beginnt bei weiterhin gültiger Betriebsgenehmigung die sogenannte Nachbetriebsphase.

„Leistungsbetrieb“

„Die Betriebsphase eines Kernkraftwerks, in der eine gezielte nukleare Wärmeproduktion erfolgt.“

Bei Forschungsreaktoren ist der Begriff Leistungsbetrieb sinngemäß zu verstehen. Bei Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes ist der Begriff Produktionsbetrieb üblich und dem Leistungsbetrieb gleichzusetzen.

„Nachbetriebsphase“

„Die Nachbetriebsphase einer kerntechnischen Anlage umfasst den Zeitraum zwischen der endgültigen Beendigung des Leistungs- bzw. des Produktionsbetriebes der Anlage und der Ausnutzung einer vollziehbaren Genehmigung zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss oder zum Abbau nach § 7 Absatz 3 AtG durch den Inhaber der kerntechnischen Anlage.“

„Restbetrieb“

„Als Restbetrieb wird der Betrieb aller für die Stilllegung notwendigen Versorgungs-, Sicherheits- und Hilfssysteme sowie der Betrieb der für den Abbau von Komponenten, Systemen und Gebäuden notwendigen Einrichtungen nach Erteilung der Stilllegungsgenehmigung bezeichnet.“

„Stilllegung“

„Das Wort ‚Stilllegung‘ wird im Leitfaden sowohl als Einzelwort als auch als zusammengesetzter Begriff (z. B. Stilllegungsverfahren) generell im weiteren Sinne als Oberbegriff für sämtliche stilllegungsgerichteten Tätigkeiten (einschließlich sicherem Einschluss und Abbau) gebraucht. Das entspricht dem technischen und internationalen Sprachgebrauch. Im Gegensatz dazu beschränkt sich der Begriff ‚Stilllegung‘ im Atomgesetz (Stilllegung, sicherer Einschluss und Abbau) auf die Maßnahmen in der zeitlichen Phase zwischen endgültiger Betriebseinstellung einerseits und dem Beginn des sicheren Einschlusses oder des Abbaus der Anlage oder von Anlagenteilen andererseits. Diese Definition – als ‚Stilllegung im engeren Sinne‘ – wird im Leitfaden nur dann verwendet, wenn ein Kontext zum gesetzlichen Rahmen, insbesondere dem AtG hergestellt ist oder wenn Stilllegung, sicherer Einschluss und Abbau aufgezählt werden.“

„Stillstand“

„Der Stillstand ist der Zustand einer Anlage nach Abschaltung. Die Verfügbarkeit der Systeme richtet sich nach den im Betriebshandbuch festgelegten Regelungen für den Stillstand der Anlage.“

3 Aktueller Stand von Wissenschaft und Technik

Für die Ermittlung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik in Bezug auf sicherheitstechnisch relevante Fehlermechanismen in der Nachbetriebsphase wurden relevante nationale und internationale Informationsquellen ermittelt und ausgewertet.

3.1 Nationale Informationsquellen

Die folgenden Veröffentlichungen stellen gegenwärtig den nationalen Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich des Vorgehens bei der Stilllegung von Kernkraftwerken dar: Grundsätzlich wird in den Kapiteln 3 und 4 der Begriff „Stilllegung“ gemäß dem technischen Sprachgebrauch, d. h. als „Stilllegung im weiteren Sinne“ verwendet. Damit ist insbesondere auch der Nachbetrieb eingeschlossen.

3.1.1 Stilllegungsleitfaden

Der „Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach §7 des Atomgesetzes“ vom 26. Juni 2009 /BMU 09/ wurde am 12. August 2009 bekannt gemacht und am 28. Oktober 2009 im Bundesanzeiger Nr. 162a veröffentlicht.

Der Leitfaden wurde angesichts der steigenden Anzahl zukünftig stillzulegender Anlagen vom damaligen BMU herausgegeben, um ein gemeinsames Verständnis der zuständigen Behörden zur zweckmäßigen Durchführung der Stilllegungsverfahren anzustreben. Hierzu sind die für die Genehmigung und Aufsicht relevanten Aspekte zusammengestellt. Die Aspekte umfassen hauptsächlich regulatorische und rechtliche Aspekte, auf die hier nicht weiter eingegangen wird. Ein Abschnitt befasst sich aber auch mit Sicherheitsaspekten: Hierbei werden die Vorgänge bei der Stilllegung mit den Verhältnissen beim Betrieb der Anlage verglichen. Es wird gefolgert, dass besondere Sicherheitsbetrachtungen nur bei abweichenden Zuständen (Abbau bzw. neu errichtete Komponenten oder Systeme, neue technische Abläufe etc.) erforderlich sind. Der Stilllegungsleitfaden fordert weiter, die folgenden Ereignisse sicherheitstechnisch zu betrachten und zu bewerten:

- Brand in der Anlage
- Leckage von Behältern oder Systemen
- Absturz von Lasten
- Kritikalitätsstörfall
- Eindringen von Wasser in den sicheren Einschluss
- Einwirkungen von außen

Als radiologisch repräsentatives Ereignis wird der Brand in der Anlage mit Folgeausfall des Luftfiltersystems angesehen.

Bezüglich der Modifikation von Barrieren wird diskutiert, dass ggf. temporäre Barrieren in Form von Einhausungen mit Lüftungs- und Filtersystem zu errichten seien.

Im Juni 2016 wurde eine neue Version des Stilllegungsleitfadens herausgegeben /BMU 16/, in der der Nachbetrieb explizit erwähnt wird. Hinsichtlich der Bewertung des Sicherheitsstatus wird auf die Merkpostenliste des BMUB (siehe Abschnitt 3.1.5) und bezüglich der Änderungen, die in der Anlage während des Nachbetriebs geplant bzw. durchgeführt werden, wird auf die Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen der Entsorgungskommission verwiesen (siehe nächster Abschnitt).

3.1.2 Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen

Die „Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen“ /BMU 10/ wurden von der Entsorgungskommission (ESK) am 11.11.2010 bekannt gegeben und am 09.12.2010 im Bundesanzeiger Nr. 187 veröffentlicht.

Die Leitlinien berücksichtigen Empfehlungen des internationalen Regelwerkes (IAEA-Standards) und ergänzen in technischer Sicht die Vorgaben des Stilllegungsleitfadens. Es werden unter Verwendung von Inhalten aus /RSK 05/ die zu planenden und durchzuführenden Vorgänge bei der Stilllegung im Detail aufgeführt und beschrieben.

Dabei wird auch auf die im Nachbetrieb/in der Stilllegung geänderte Betriebsweise eingegangen /BMU 10/: „...Dabei ist zu berücksichtigen, ob spezifische Bedingungen, Betriebsweisen oder Gefährdungspotenziale vorliegen können, für die besondere Ereignisse zu unterstellen sind, oder ob Ereignisse unter veränderten Randbedingungen ab-

laufen, die die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der zu ihrer Beherrschung vorgesehenen Einrichtungen beeinflussen können bzw. ob diese Einrichtungen eine veränderte Wirksamkeit aufweisen.“

Hinsichtlich der zu betrachtenden Ereignisse gehen die Leitlinien deutlich stärker ins Detail als der Stilllegungsleitfaden. Demnach sollen die folgenden Ereignisse analysiert und die radiologisch abdeckenden Fälle bestimmt werden /BMU 10/:

„Einwirkungen von innen:

- mechanische Einwirkungen:
 - Absturz von Behältern mit freisetzbarem radioaktivem Inventar in der Beanspruchungssituation, die aus der ungünstigsten Kombination von Fallhöhe, Aufprallposition und Untergrundbeschaffenheit resultiert;
 - Herabstürzen von Lasten auf Behälter mit freisetzbarem radioaktivem Inventar unter Berücksichtigung der ungünstigsten Kombination von Masse und Einwirkungscharakteristik der Lasten;
 - Ereignisse bei Transportvorgängen (z. B. Kollision);
 - Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt.
- anlageninterne Leckagen von Behältern und Überflutung
- anlageninterne Brände
- chemische Einwirkungen (Einwirkungen aufgrund der eingesetzten Dekontaminationsstechniken auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen sind zu prüfen.)
- Ausfälle und Störungen von Versorgungseinrichtungen (z. B. der elektrischen Energieversorgung)
- Ausfälle und Störungen von leittechnischen und Überwachungseinrichtungen (z. B. Strahlungsüberwachung)
- Ausfälle und Störungen von Brandschutzeinrichtungen
- Ausfälle und Störungen von Lüftungsanlagen und Einrichtungen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe

Einwirkung von außen (Standortspezifische Lastannahmen):

- naturbedingte Einwirkungen von außen durch Sturm, Regen, Schneefall, Frost, Blitzschlag, Hochwasser, Waldbrände, Erdbeben, Erdbeben
- zivilisatorisch bedingte Einwirkungen von außen, wie Einwirkungen gefährlicher Stoffe, Druckwellen aufgrund chemischer Reaktionen, externe Brände, Bergschäden, Flugzeugabsturz

Wechselwirkungen mit anderen Anlagen am Standort:

- Umstürzen baulicher Einrichtungen
- Versagen von Behältern und Anlagenteilen mit hohem Energieinhalt
- Störungen und Ausfall gemeinsam genutzter Einrichtungen und
- Rückwirkungen aus temporär vorhandenen Einrichtungen (wie z. B. Umstürzen von Schwenk- und Baukränen)“

3.1.3 Stellungnahmen der RSK und der ESK

Seitens der Reaktorsicherheitskommission (RSK) gibt es keine relevanten Stellungnahmen. Von der Entsorgungskommission (ESK) liegt eine „Stellungnahme der Entsorgungskommission zum weiteren Vorgehen bei Stilllegungsvorhaben“ vom 25.4.2013 vor /ESK 13/.

Die ESK sieht es als vorrangiges Ziel an, die Durchführung der Stilllegung und des Rückbaus möglichst zügig durchzuführen.

„Insgesamt ist die ESK daher der Ansicht, dass eine Vereinheitlichung der Stilllegungsverfahren über die bestehenden Regelungen hinaus keine geeignete Maßnahme zur Beschleunigung dieser Verfahren darstellt und daher nicht weiter verfolgt werden sollte.“

Die Stellungnahme geht hinsichtlich sicherheitstechnischer Fragestellungen nicht ins Detail.

3.1.4 KTA-Regeln

Die grundsätzlichen Aufgaben der sicherheitstechnischer Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA-Regeln) ist unter anderem in KTA 1201 /KTA 16/, Absatz 1 be-

schrieben: „Die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) haben die Aufgabe, sicherheitstechnische Anforderungen anzugeben, bei deren Einhaltung die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist...“ und die in den verschiedenen Regularien konkretisierten Schutzziele zu erreichen.

Die KTA-Regeln sind im Stilllegungsleitfaden /BMU 09/ und in der Neufassung /BMU 16/ dahingehend kategorisiert, in wieweit sie für den Stilllegungsprozess einschließlich Nachbetrieb relevant sind.

„Kategorie 1: Die Regel ist allgemeingültig und deshalb auch bei Stilllegungsverfahren zu berücksichtigen.

Kategorie 2: Die Regel ist nicht relevant für Stilllegungsverfahren. Bei etwaigen im Rahmen der Stilllegung durchzuführenden Errichtungsmaßnahmen oder wesentlichen Nutzungsänderungen kann sie aber schutzzielorientiert im Sinne der Kategorie 3 angewendet werden.

Kategorie 3: Die Regel ist bei Stilllegungsverfahren unter Berücksichtigung des veränderten Gefährdungspotenzials und der im Vergleich zu Errichtung und Betrieb veränderten und in vieler Hinsicht verringerten Anforderungen schutzzielorientiert angepasst bzw. teilweise anwendbar“.

Für die Stilllegungsphase einschließlich Nachbetrieb sind nach /BMU 16/ die folgenden KTA-Regeln uneingeschränkt relevant (Kategorie 1):

- KTA 1301.2: Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken, Teil 2: Betrieb, Fassung 11/2014
- KTA 1504: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser, Fassung 11/2015
- KTA 1505: Nachweis der Eignung von festinstallierten Messeinrichtungen zur Strahlungsüberwachung, Fassung 11/2011
- KTA 1508: Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre, Fassung 11/2006

- KTA 3602: Lagerung und Handhabung von Brennelementen und zugehörigen Einrichtungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Fassung 11/2003
- KTA 3603: Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken, Fassung 11/2009
- KTA 3604: Lagerung, Handhabung und innerbetrieblicher Transport radioaktiver Stoffe (mit Ausnahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken, Fassung 11/2005
- KTA 3902: Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken, Fassung 11/2012
- KTA 3903: Prüfungen und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken, Fassung 11/2012
- KTA 3905: Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken, Fassung 11/2012

Unter den KTA-Regeln der Kategorie 3, die hinsichtlich der veränderten Randbedingungen im Nachbetrieb schutzzielorientiert anwendbar sind, sind besonders Regeln, die die Kernkühlung betreffen, insbesondere

- KTA 3303: Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Fassung 11/2015

relevant. Weiterhin gehören

- KTA 1402: Integriertes Managementsystem zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken, Fassung 11/2012
- KTA 1502: Überwachung der Aktivitätskonzentrationen radioaktiver Stoffe in der Raumluft von Kernkraftwerken, Fassung 11/2013
- KTA 1503: Überwachung der Ableitung gasförmiger und an Schwebstoffen gebundener radioaktiver Stoffe, Teile 1 – 3, Fassung 11/2013

und andere dieser Kategorie an.

3.1.5 Ad-hoc Arbeitsgruppe „Nachbetrieb vor Stilllegung“ des Bund-Länder-Ausschusses

Nach Abschaltung der von der 13. Änderung des Atomgesetzes betroffenen Anlagen wurde vom Fachausschuss Reaktorsicherheit des BMUB (FARS) und des Länderaus-

schusses für Atomkernenergie die Ad-hoc Arbeitsgruppe „Nachbetrieb vor Stilllegung“ gegründet, um ein einheitliches Verständnis der Länder zu erzielen, welche Anforderungen an die Betreiber bezüglich der Verfahrensweisen in der Nachbetriebsphase zu stellen sind.

Die Ad-hoc-Arbeitsgruppe trat zwischen dem 24.1.2012 und 30.1.2014 insgesamt sechsmal zusammen. Ein Arbeitsergebnis dieser Gruppe, das auch vom FARS beschlossen wurde, war die „Merkpostenliste für die Durchführung einer Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus der Anlage für den Nichtleistungsbetrieb“, die sich mit konkreten Hinweisen für die Durchführung einer Statusanalyse an alle deutschen Kernkraftwerke richtet, die künftig in den Nachbetrieb übergehen /BMU14/. Darüber hinaus wurde festgestellt, dass eine PSA für Anlagen im Nachbetrieb keinen zusätzlichen Erkenntnisgewinn erwarten ließe und somit keine probabilistische Bewertung bei der Statusanalyse erforderlich sei (Protokoll der 6. Sitzung). Damit bleiben die Anforderungen unter denen der IAEA (vgl. Abschnitt 2.2 in /IAE 08/).

Nachfolgend sind die wichtigsten Punkte der Merkpostenliste zusammengefasst:

- Ausgehend von den grundsätzlich einzuhaltenden Schutzzielen (Einschluss der radioaktiven Stoffe, Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente) soll zunächst die anlagenspezifische Relevanz der Schutzziele für die jeweiligen Zustände des Nachbetriebs geprüft werden. Außerdem soll analysiert werden, welche Ereignisse in der Nachbetriebsphase anlagenspezifisch zu beherrschen sind. Als Basis sollen die Ereignislisten aus den „Sicherheitsanforderungen für KKW“ herangezogen werden. Es soll aber auch überprüft werden, ob zusätzliche Ereignisse durch die spezifischen Randbedingungen des Nachbetriebs zu berücksichtigen sind, die im Leistungsbetrieb ohne Bedeutung sind.
- Als Grundlage für die Bewertung der zu untersuchenden Ereignisse soll der relevante momentane Anlagenzustand beschrieben werden und in regelmäßigen Abständen bzw. bei erheblichen Veränderungen aktualisiert werden. Zu berücksichtigende Aspekte sind:
 - aktive Sicherheitseinrichtungen
 - Kernbrennstoffinventare und deren Lagerort
 - Nachzerfallsleistung
 - Aktivitätsinventar

Vorhandene/erwartete Castor-Behälter, Verfügbarkeit Zwischenlager

- Identifikation der Einrichtungen und Systeme, die für die Beherrschung der Ereignisse vorhanden und verfügbar sind.
- Berücksichtigung weiterer Aspekte, die ggf. relevant für Fehlermechanismen sind /BMU 14/:
 - „Dekontamination,
 - Handhabungsvorgänge,
 - Mögliche Unverfügbarkeiten von Einrichtungen und Systemen aufgrund von Dekontaminationsarbeiten und anderer nachbetriebsbezogener Tätigkeiten,
 - Mögliche Unverfügbarkeiten von Einrichtungen und Systemen durch bereits geplante oder die Stilllegung/den Rückbau vorbereitende Arbeiten,
 - Mögliche Erfordernis der Verfügbarkeit von Einrichtungen und Systemen zu einem späteren Zeitpunkt in der Nachbetriebs- oder Stilllegungsphase, obwohl sie zum aktuellen Zeitpunkt nicht mehr benötigt werden,
 - Mögliche Unverfügbarkeiten von Einrichtungen und Systemen für aktuell oder zukünftig noch erforderliche Handhabungsvorgänge,
 - Verfügbarkeit von Einrichtungen oder Systemen von geplanten Notfallmaßnahmen (z. B. Überlaufkühlung nach erfolgter Primärkreisdekontamination).“
- Feststellen eines für den Nachbetrieb angemessenen Prüfumfangs:
 - Kein reduzierter Prüfumfang für alle Systeme, die zur Aufrechterhaltung der Schutzziele benötigt werden, d. h. für alle Systeme, die benötigt werden, um die für die Nachbetriebsphase relevanten Ereignisse zu beherrschen sowie für Brandschutzeinrichtungen, Alarmierungseinrichtungen, aktivitätsführende Systeme.
 - Überprüfung der Standsicherheit aller Systeme und Einrichtungen, die für die Sicherheit der Anlage relevant sind.
 - Überprüfung, ob für die zur Einhaltung der Schutzziele nicht mehr benötigten Systeme oder Einrichtungen der Prüfumfang reduziert werden kann.

- Überprüfung, ob für bestimmte Systeme durch die spezifischen Randbedingungen im Nachbetrieb ein erweiterter Prüf- oder Überwachungsumfang erforderlich ist (z. B. Hebezeuge, Systeme mit geänderter Betriebsweise, z. B. von Stand-by in Dauerbetrieb).
- Feststellen einer angemessenen Anpassung von Organisation und Personal
 - Überprüfung der Relevanz der Anforderungen nach KTA 1402 „Integriertes Managementsystem zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken“ für den Nachbetrieb. Als Methode wird der „Graded Approach“ (siehe /IAE 09/) vorgeschlagen.
 - Überprüfung der Aufbauorganisation unter Berücksichtigung der geänderten Anforderungen im Nachbetrieb. Es soll geprüft werden, ob die vorhandenen Organisationseinheiten und Funktionsträger und die jeweiligen Personalkapazitäten für die Aufgaben des Nachbetriebs angemessen sind, entfallen können oder ggf. neu aufgebaut bzw. erweitert werden müssen. Dies betrifft vor allem die Bereiche: Betrieb, Instandhaltung, Qualitäts-/ Sicherheitsmanagement, Krisenstab, Werksfeuerwehr und Anlagensicherungspersonal. Für eine reduzierte Schichtbesetzung der Warte soll geprüft werden, ob diese personell noch in der Lage ist, alle relevanten Ereignisse zu beherrschen und die geplanten Notfallmaßnahmen und Brandbekämpfungsmaßnahmen noch durchführen zu können.

3.1.6 Facharbeitskreis „Betrieb und Systeme“ des VdTÜV (FAK)

Parallel zur Ad-Hoc-Arbeitsgruppe wurde im Rahmen des Facharbeitskreises „Betrieb und Systeme“ des Verbandes der Technischen Überwachungs-Vereine (VdTÜV) die Thematik „Nachbetrieb vor Stilllegung“ aus Sicht der Gutachter diskutiert.

Der FAK der Gutachter sieht es als erforderlich an, für die Anlagen im längerfristigen Nachbetrieb eine geschlossene sicherheitstechnische Betrachtung vorzulegen, die folgenden Punkten gerecht wird:

- Ein anlagenspezifisches Störfallspektrum ist zu definieren.
- Das Störfallspektrum ist auf Sicherheitsebenen zu beziehen.
- Zentraler Punkt ist die Festlegung von Nachweiszielen und -kriterien.
- Die Nachweisführung ist unter Berücksichtigung der besonderen Randbedingungen der Nachbetriebsphase durchzuführen.

- Das Betriebsreglement soll unter Berücksichtigung des Defence-in-Depth-Konzeptes erfolgen.

Hinsichtlich der Fragestellung, welche der Optionen für die Lagerung der Brennelemente nach der endgültigen Abschaltung, entweder im Reaktordruckbehälter (RDB) oder im Brennelemente-Lagerbecken, aus sicherheitstechnischen Gründen vorzuziehen sei, kam der Facharbeitskreis zu dem Schluss, dass keine Gründe im Sinne des AtG erkannt wurden, die eine der beiden Varianten aus sicherheitstechnischer Sicht ausschließen.

Weitere Aspekte und Diskussionspunkte im Facharbeitskreises „Betrieb und Systemtechnik“ waren:

- Systeme, die verfügbar zu halten sind, werden oft freigeschaltet und deren Betriebsbereitschaft muss bei Anforderung erst vor Ort wieder hergestellt werden, z. B. starten die Notstromdiesel bei Anforderung nicht automatisch, sondern müssen innerhalb von 2 h durch Handmaßnahmen zugeschaltet werden.
- Ein möglicher Konflikt kann zwischen dem Überwachungskonzept hinsichtlich Freisetzung und dem Brandschutzkonzept entstehen, wenn nämlich Aktivkohleeinsätze aus Abluftfiltern entfernt werden. Dadurch werden auf der einen Seite Brandlasten reduziert, auf der anderen Seite besteht ein Potential für die Freisetzung von Aktivitäten.
- Sogenannte „sehr seltene Ereignisse“ wie z. B. Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle sind angesichts der langen Dauer des Nachbetriebs auf Relevanz zu prüfen und ggf. zu berücksichtigen.
- Hinsichtlich der Ersatzteilbevorratung für die Beckenkühlung wird empfohlen, einen ausreichenden Ersatzteilverrat vorzuhalten und die Ersatzteilbevorratung entsprechend zu regeln. Das gleiche gilt für andere essentielle Systemfunktionen.

3.1.7 TÜV-Symposium „Nachbetrieb vor Stilllegung“

Zum Thema „Nachbetrieb vor Stilllegung“ fand im Februar 2012 in München ein TÜV-Symposium statt, bei dem das Thema von Seiten der Aufsichtsbehörden, der Gutachter und der Betreiber behandelt wurde. Es wurden die Vorgehensweisen beim Nachbetrieb der aktuell abgeschalteten Anlagen vorgestellt aber auch von den Erfahrungen beim Rückbau von Anlagen berichtet, die schon länger vom Netz sind. Von Seiten der

Aufsicht und der Betreiber lag der Fokus allerdings eher bei den Genehmigungs- und Optimierungsaspekten der Stilllegung. Die Gutachter stellten vorwiegend Sicherheitsaspekte beim Sicherheitsmanagement, bei der Zerlegung von Anlagenteilen sowie beim Strahlenschutz während der Stilllegungsaktivitäten heraus.

Vom TÜV-Süd /TÜV 12/ wurden einige spezielle Anforderungen an die Nachbetriebsphase genannt, die hinsichtlich spezifischer Fehlermechanismen relevant sein können:

- Es kann zu einer eingeschränkten Erkennbarkeit von Ereignissen durch geänderte Systemparameter kommen, z. B. werden Lecks oder Brüche im Stillstand in vielen Fällen nicht mehr durch Druckaufbau, Temperatur- oder Feuchteanstieg erkannt.
- Lastabstürze erhalten eine steigende Bedeutung durch die Zunahme von Transportvorgängen schwerer Lasten in die Anlage und aus der Anlage heraus.
- Werden Einrichtungen in die Anlage eingebracht, muss deren Standfestigkeit bei Erdbeben sichergestellt werden. Dies gilt besonders für den Bereich des Lagerbeckens.
- Maßnahmen sind vorzusehen, um einen störungsfreien Kühlwasserzulauf bei tiefen Außentemperaturen zu gewährleisten. Der Kühlwasserkanal wird nicht mehr durch eine Teilströmung aus dem Rücklaufkanal hinreichend aufgewärmt.
- Durch den Wegfall der Eigenbedarfsversorgung vom Generator werden bei jeder Netzstörung, die das Haupt- und Reservenetz betrifft, die Notstromdiesel angefordert. Diese werden durch den reduzierten Anlagenumfang nur noch mit einem Bruchteil der Last beaufschlagt, so dass bei länger anhaltendem Notstromfall der Ausfall der Diesel durch Rußbildung in Betracht zu ziehen ist.

3.2 Internationale Informationsquellen

Als internationale Quellen dienen hauptsächlich die Safety Standards und Guides der International Atomic Energy Agency (IAEA).

3.2.1 IAEA Safety Standard „Decommissioning of Facilities“ und IAEA Safety Standard „Safety Assessment for Facilities and Activities“

Die beiden IAEA Safety Standards IAEA Safety Standard „Decommissioning of Facilities“ /IAE 14/ und IAEA Safety Standard „Safety Assessment for Facilities and Activi-

ties" /IAE 09/ präsentieren die grundsätzlichen Anforderungen an die Vorgehensweisen (z. B. Planung, Durchführung, Festlegung der Verantwortlichkeiten) bei Stilllegung und Rückbau von kerntechnischen Anlagen sowie bei der Durchführung von Sicherheitsanalysen, die diesen Prozess begleiten sollen. Bezüglich der Anforderungen an die Sicherheitsanalysen soll ein an die aktuelle Höhe des radiologischen Risikos angepasstes Vorgehen („graded approach“) genutzt werden, um Umfang und Detaillierungsgrad der Analysen festzulegen. Ein Punkt der Anforderungen ist, dass die Analysen sowohl mit deterministischen als auch mit probabilistischen Methoden durchzuführen sind (z. B. Abschnitt 4.29 in /IAE 08/: „These objectives should be achieved by using deterministic analysis and probabilistic analysis as appropriate, applied in a complementary manner.“). Hinweise zu Fehlermechanismen in der Nachbetriebs- und Stilllegungsphase sind den Standards nicht zu entnehmen.

3.2.2 IAEA Safety Guide „Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors“ und IAEA Safety Report „Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities“

Der IAEA Safety Guide „Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors“ /IAE 99/ listet kritische Aufgaben bei der Stilllegung auf, die für Fehlermechanismen relevant sein können, ohne ins Detail zu gehen:

- Entfernung des Brennstoffes
- Änderungen am Sicherheitsbehälter (SHB)
- Dekontamination
- Rückbau von Anlagenteilen

Der IAEA Safety Report „Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities“ /IAE 04/ geht hinsichtlich potentieller Sicherheitsprobleme bei Nachbetrieb und Stilllegung mehr ins Detail. Die folgenden Punkte werden diskutiert:

- **Entladen des Kerns und zeitweise Lagerung im Brennelementlagerbecken**
Bei der vollständigen Entladung des Kerns mit spezifischem Abbrand sowie spezifischer Nachzerfallsleistung, Anreicherung und Vergiftung müssen die Auswirkungen auf das Lagerbecken bezüglich ausreichender Kühlung, Unterkritikalität und Lagerkapazität untersucht werden.

Die Lagergestelle im Lagerbecken müssen dahingehend kontrolliert werden, ob Korrosion, Anhaftungen oder Borausdehnung im zulässigen Rahmen sind.

Da die Brennelemente mehrere Jahre im Lagerbecken verweilen, bis sie abtransportiert werden können, kann es zum „Festfressen“ in den Lagergestellen kommen, was beim Herausziehen zur Beschädigung des betreffenden Brennelementes oder anderer Brennelemente führen kann.

Im Brennelementlagerbecken kann es durch Korrosion oder durch Einbringen von Fremdpartikeln zur Reduzierung der Kühlmittelzirkulation im Becken kommen. Dadurch können sich die Brennelemente lokal unzulässig aufheizen.

Die Beladung des Brennelementlagerbeckens in randnahen Bereichen kann zu radiologischen Problemen führen, da ggf. durch Rückbaumaßnahmen vorher nicht zugängliche Bereiche am Lagerbecken jetzt zugänglich sind.

Modifikationen am Beckenkühlsystem (z. B. Installation eines vom Nachkühlsystem des RDBs unabhängigen Beckenkühlsystems) müssen alle Anforderungen an „Defence in Depth“ bezüglich Unabhängigkeit, Redundanz und Diversität der Instrumentierung, der Energieversorgung und der mechanischen Komponenten erfüllen.

Grundsätzlich sollte die Anzahl der Brennelementbewegungen auf das nötige Mindestmaß begrenzt werden, um die radiologische Belastung des Personals und die Wahrscheinlichkeit von Handhabungsfehlern zu minimieren.

Die Handhabung abgebrannter Brennelemente wird als die sicherheitstechnisch kritischste Tätigkeit während des Übergangs in die Stilllegung bzw. den Rückbau angesehen.

- **Entleerung von nicht mehr benötigten Systemen**

Die Erfahrung hat gezeigt, dass die Entleerung von Systemen die Sicherheit beeinträchtigen kann. Es können große Volumina radioaktiver Flüssigkeiten anfallen, die sicher gelagert und behandelt (z. B. gefiltert) werden müssen. Die radioaktive Belastung der zur Aufbereitung verwendeten Harzbettfilter können die für Handhabung oder Transport zulässigen Grenzen überschreiten. Um das zu vermeiden, sollte die radioaktive Belastung der Filter bei der Filterüberwachung (neben dem Druckverlust) erfasst werden und Grenzwerte vorgesehen werden, um rechtzeitig die Filter zu wechseln.

Weiterhin ist zu beachten, dass bei vollständiger oder teilweiser Entleerung von Systemen, verbleibende Systeme bzw. Teilsysteme nicht beeinträchtigt werden (z. B. möglicher Einfluss auf Pumpencharakteristik durch Änderung der Zulaufhöhe

wenn Teilstränge eines Systems entleert wurden oder Änderung der Druckverhältnisse in Wärmetauschern, wenn eine Seite entleert wurde).

- **Reinigungs- und Dekontaminationsarbeiten**

Bei Reinigungs- und Dekontaminationsarbeiten können einerseits erhebliche radiologische Belastungen entstehen, andererseits können Arbeiter durch entzündliche (Wasserstoff) oder toxische Gase (Chlorgas oder Kohlenmonoxid) gefährdet werden.

Auch sind chemische Effekte bei Reinigungs- und Dekontaminationsarbeiten zu beachten, die die Reinigungsflüssigkeiten auf die Materialien haben. Durch Korrosions- und Erosionsvorgänge können Komponenten oder Rohrleitungen geschwächt oder geschädigt werden. Das betrifft besonders z. B. Schweißnähte und Übergangsstücke zwischen verschiedenen Metallen und Nichteisenmetalle in Armaturen.

Bei Dekontaminationsarbeiten können sich kontaminierte Stoffe ausbreiten bzw. sich an bestimmten Stellen ansammeln und so zu einer höheren radiologischen Belastung führen als während des Betriebs der Anlage. Um dies zu verhindern müssen im Vorfeld

- Untersuchungen durchgeführt werden, um solche „Sammelpunkte“ zu identifizieren,
- Überwachungseinrichtungen installiert werden,
- Grenzwerte und davon angestoßene Maßnahmen eingeführt werden, die bei Ausbreitung von kontaminierten Stoffen die Folgen minimieren sollen und
- potentielle Auswirkungen des kontaminierten Abfalls auf den normalen Abfall untersucht werden.

- **Aufbereitung und Entfernung von betrieblichen Abfällen**

Während des Übergangs in die Rückbauphase fallen üblicherweise erheblich größere Mengen an Abfällen an als während des normalen Anlagenbetriebs (inkl. Revision). Besonders zu beachten sind brennbare Abfälle (Lappen, Holz, Öl, Kunststoffe, Dekontaminationsbekleidung etc.). Werden die Abfälle vorübergehend auf der Anlage gelagert, ist u. a. auf die gestiegenen Anforderungen an Brandüberwachung und -bekämpfung zu achten. Darüber hinaus muss bei der Lagerung von Abfällen beachtet werden, dass die zulässigen Tragfähigkeiten der Böden nicht über-

schritten werden, dass Sicherheitssysteme in ihrer Funktion und Wartungsfähigkeit nicht beeinträchtigt werden und dass das Bedienpersonal nicht behindert wird.

- **Rückbau von Systemen und Erstellen von neuen Systemen**

Für Systeme, die nicht mehr benötigt werden und rückgebaut werden sollen, ist zu prüfen, ob deren Entfernung Effekte auf die verbliebenen Systeme (z. B. ursprünglich redundante Systeme) hat z. B. ob die Entfernung von elektrischen Versorgungssystemen Rückwirkungen auf weiter benötigte Systeme haben kann.

Die in der Stilllegungsphase noch oder zusätzlich benötigten Systeme müssen den geänderten Anforderungen entsprechend modifiziert bzw. errichtet, gewartet bzw. getestet werden. Ein Beispiel wären erhöhte Anforderungen an das Lüftungssystem durch Rückbaumaßnahmen mit erhöhtem Aerosolaufkommen. Dabei wäre zu prüfen, ob z. B. der Einbau zusätzlicher Vorfilter günstiger ist, als das häufige Auswechseln verstopfter HEPA-Filter (HEPA = High Efficiency Particulate Air filter) mit der damit verbundenen radiologischen Belastung.

Falls nicht mehr benötigte Systeme radioaktives Material enthalten, müssen diese von den Betriebssystemen und von der Umwelt isoliert werden.

Nicht mehr benötigte Systeme müssen entfernt werden oder es muss sichergestellt werden, dass sie noch benötigte Sicherheitssysteme während eines externen Ereignisses (z. B. Erdbeben) nicht durch Umstürzen oder anderes Versagen beeinträchtigen können.

- **Änderung von Barrieren**

Die Integrität von Barrieren ist für die Einhaltung des „Defence in Depth“-Prinzips eine grundsätzliche Voraussetzung. Die Barrieren können z. B. aus Rohrleitungen, Behältern oder aus Betonwänden bestehen, die radioaktives Material einschließen oder Strahlung abschirmen. Die Aufrechterhaltung der Barrierenintegrität ist dort, wo sie notwendig ist, eine wichtige Aufgabe beim Übergang in die Stilllegung. Besonders die Anforderungen an das Containment, die sich am Leistungsbetrieb orientieren, werden sich durch die Vorgänge beim Übergang in die Stilllegungsphase stark ändern.

Inwieweit die Änderungen von Barrieren Einfluss auf die Widerstandsfähigkeit gegen interne Ereignisse (z. B. Brand, Explosion, Absturz schwerer Lasten, Leckagen von Behältern und Rohrleitungen) sowie gegen externe Ereignisse (z. B. Erdbeben, externe Überflutung, Flugzeugabsturz) nehmen, ist durch Sicherheitsanalysen zu bestimmen. Als Beispiel wird die bauliche Veränderung an den Containmentstrukturen genannt, um den Rückbau nicht mehr benötigter Anlagenteile zu ermöglichen

oder zu vereinfachen. Es wurde beobachtet, dass Änderungen an den Strukturen (z. B. durch Boden- oder Wanddurchbrüche) deren Tragfähigkeit erheblich beeinträchtigen können (Reduzierung der Tragfähigkeit des Portalkranes oder von Bodentragfähigkeiten).

- Weitere mögliche Ereignisse (accidents) während des Übergangs in die Stilllegungsphase:

Es wird besonders das Versagen von Rohrleitungen und Tanks genannt, die radioaktives Material enthalten. Darüber hinaus ist durch die Rückbauaktivitäten das Entstehen von neuen Freisetzungspfaden möglich, die bisher nicht bekannt waren und nicht mit der nötigen Überwachung (Alarm, Warnhinweise für bevorstehende Freisetzung) versehen sind. Als weitere Ereignisse werden genannt:

- Leckagen von chemischen Mitteln zur Dekontamination
- Leckagen von radioaktiven Material (z. B. Umfallen von Behältern oder Verschütten)
- Absturz schwerer Lasten beim Rückbau
- Ausfall der Luft-/Abluftfilterung
- Versagen der Rückhaltefunktion von Containment bzw. speziellen Einhausungen
- Ereignisse mit kontaminierten Filterharzen oder defekten Vakuum-Filterbeuteln

3.2.3 NEA-Report „Achieving the Goals of the Decommissioning Safety Case“

Der Bericht „Achieving the Goals of the Decommissioning Safety Case“ /NEA 05/ der OECD Nuclear Energy Agency (NEA) beschäftigt sich mit den Anforderungen an eine Sicherheitsbewertung (Safety Case) für die Stilllegung. Als Sicherheitsziele werden genannt:

- Schutz der Arbeiter und Verhinderung von Unfällen
- Schutz der Öffentlichkeit und der Umwelt

vor den zu berücksichtigenden Risiken:

- radiologische Risiken (Einhaltung der zulässigen Personendosen, Minimierung von Strahlenbelastungen)
- Kritikalität (muss bis zur Brennstofffreiheit in der Anlage betrachtet werden)
- Verlust des Einschlusses (durch unzureichende Lüftungssysteme oder Einhausungen bei bestimmten Tätigkeiten im Nachbetrieb/Rückbau)
- Potential für Direktbestrahlung oder Inkorporation
- Brand
- Explosion
- giftige oder gefährliche Stoffe
- Gefahr durch Elektrizität (Beschädigung elektrischer Einrichtungen bei Rückbautätigkeiten)
- physikalische Gefahren (Einsturz von Strukturen, Absturz schwerer Lasten)

Um die Ziele zu erreichen werden Vorschläge gemacht, die überwiegend die Vorgänge bei der Dekontamination und den Rückbau von Anlagenteilen betreffen, z. B.:

- Aufrechterhaltung der vorhandenen Containmentfunktion so lange wie möglich. Wo das nicht möglich ist, sind temporäre Barrieren erforderlich.
- Reduzierung der Größe von Komponenten oder von Bauteilen, die rückgebaut werden sollen vor Ort, um Handhabung und Dekontamination zu erleichtern. Dabei ist zu beachten, dass bei der Anwendung von thermischen Trennverfahren Brandschutzmaßnahmen notwendig sind und zusätzlich radioaktive Abfälle und Aerosole entstehen können.

3.2.4 Das „Decomissioning Handbook“ des US-amerikanischen Department of Energy

Das „Decomissioning Handbook“ des US-amerikanischen Department of Energy (DOE) /DOE 00/ präsentiert ein Schritt-für-Schritt-Vorgehensschema, wie eine Stilllegung geplant und durchgeführt werden kann. Schritt 11 beschreibt die prinzipielle Durchführung einer Sicherheitsanalyse für die Stilllegung (z. B. Erfassung und Bewertung der verschiedenen Risiken unter Angabe von Ort, Art, Menge/Konzentration) und basiert auf den Vorgaben des DOE-Standards 1120-98 „Documented Safety Analysis

for Decommissioning and Environmental Restoration Projects“ /DOE 05/ (Update).
Konkrete Fehlermechanismen lassen sich dem Dokument nicht entnehmen.

3.2.5 International Symposium on Preparation for Decommissioning – PREDEC 2016

Das internationale Symposium über die „Vorbereitung zum Rückbau“ fand vom 16.2. – 18.2.2016 in Lyon, Frankreich statt /PRE 16/.

Das Symposium befasste sich mit der Vorbereitung und Durchführung der Stilllegung kerntechnischer Anlagen. Die Vorträge gliederten sich in die folgenden 7 Themengebiete (Sessions mit je 4 bis 6 Vorträgen):

- Strategische Überlegungen zur Vorbereitung auf die Stilllegung
Darstellung von verschiedenen Konzepten und Vorgehensweisen bei der Stilllegung.
- Herausforderungen der frühzeitigen radiologischen Charakterisierung der Abfälle
Verschiedene Vorgehensweisen bei der Behandlung der anfallenden Abfälle je nach radiologischer Belastung.
- Umgestaltung der Belegschaft, Flexibilität und Wissensmanagement
Vorstellen von Maßnahmen, wie die Belegschaft hinsichtlich Stärke und Aufgabefeldern bei der Vorbereitung der Stilllegung verändert werden kann sowie von Programmen, wie Erkenntnisse von durchgeführten Stilllegungen in noch bevorstehende Stilllegungen einfließen kann.
- Wichtige Parameter für ein effizientes und kosteneffektives Abfallmanagement
Präsentation von Detaillösungen bei der Behandlung von radioaktiven Abfällen (Konditionierung, Konfektionierung) und Großkomponenten (Primärkreislauf, Dampferzeuger und Druckhalter).
- Regulatorischer Rahmen und Bedürfnisse der Industrie
Präsentation der verschiedenen regulatorischen Randbedingungen bei der Stilllegung in den unterschiedlichen Ländern und von aktuellen Änderungen bzw. geplanten Änderungen in den entsprechenden Regelwerken (z. B. deutscher Stilllegungsleitfaden und ESK-Leitlinien).

- **Positivbeispiele: Erfahrungen aus der Vorbereitung zur Stilllegung**
Berichte über Erfahrungen aus Stilllegungsprojekten, die für die Vorbereitung zukünftiger Projekte genutzt werden könnten.
- **Bewährte Vorgehensweisen („Best Practices“) zur radiologischen Charakterisierung von Material und Abfall**
Vorstellung verschiedener Methoden (z. B. in-situ-Messverfahren) zur radiologischen Charakterisierung in den verschiedenen Stadien der Stilllegung.

Die Poster-Session befasste sich überwiegend mit generellen Rückbaustrategien und der Behandlung radioaktiver Stoffe (Identifizierung, Sortierung, Charakterisierung, Trennung und Dekontamination) sowie der Vorstellung von Hilfsmitteln (z. B. Monitore) und Methoden.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass das Symposium PREDEC 2016 ausschließlich planerische, organisatorische und aufsichtsrelevante Belange und verschiedene spezifische Vorgänge beim Rückbau zum Thema hatte. Aspekte für mögliche Risiken in Nachbetrieb und Rückbau wurden nicht betrachtet.

3.3 Zusammenfassung der Literaturlauswertung

Im Rahmen des Arbeitspunktes 1 wurde der Stand von Wissenschaft und Technik ermittelt und aufbereitet. Dazu wurde möglichst aktuelle nationale und internationale Literatur sowie Ergebnisse von Konferenzen und Gremien zu den Themen Nachbetrieb und Stilllegung ausgewertet.

In der neuen Version des Stilllegungsleitfadens /BMU 16/ wird der Nachbetrieb explizit erwähnt. Hinsichtlich der Bewertung des Sicherheitsstatus wird auf die Merkpostenliste des BMUB (siehe Abschnitt 3.1.5) und bezüglich der Änderungen, die in der Anlage während des Nachbetriebs geplant bzw. durchgeführt werden, wird auf die Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen der Entsorgungskommission verwiesen.

Hinsichtlich zu betrachtender Ereignisse gehen von den ausgewerteten nationalen Dokumenten die ESK-Leitlinien am stärksten ins Detail, z. B.:

- Freisetzung von Radioaktivität durch: Absturz von Behältern, Absturz von Lasten auf Behälter, Kollisionen
- chemische Einwirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme bei Dekontaminationsarbeiten
- Wechselwirkung mit Anlagen am gleichen Standort (z. B. Umstürzen baulicher Einrichtungen, Störungen/Ausfall gemeinsam genutzter Einrichtungen)
- Einwirkungen von innen (EVI) und Einwirkungen von außen (EVA): interne Brände, Überflutungen (naturbedingt bzw. zivilisatorisch).
- Hervorzuheben ist auch ein Vortrag des TÜV-Süd /TÜV 12/ beim TÜV-Symposium „Nachbetrieb vor Stilllegung“, in dem mögliche Fehlermechanismen im Nachbetrieb vorgestellt wurden.

Von den ausgewerteten internationalen Dokumenten stellt der IAEA Safety Report: „Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities (2004)“ /IAE 04/ die detailliertesten Informationen hinsichtlich Fehlermechanismen bereit. Demnach sind bei der Stilllegung die folgenden Aspekte besonders zu betrachten:

- Handhabungsfehler abgebrannter Brennelemente (BE)
- mögliche Korrosionsprobleme bei Lagerung des Kerns im Lagerbecken (Festfressen der BE in den Lagergestellen mit einer möglichen Reduzierung der Kühlmittelezirkulation)
- Entleerung nicht mehr benötigter Systeme bzw. Systemteile
 - Anfall großer Volumina radioaktiver Flüssigkeiten führt ggf. zu Grenzwertüberschreitung von Harzbettfiltern,
 - Beeinträchtigung von verbleibenden Systemen durch ggf. Veränderung der Zulaufhöhe von Pumpen und der Druckverhältnisse in Wärmetauschern),
- Reinigungs- und Dekontaminationsarbeiten (radiologische, toxische Belastungen des Personals, Korrosions-, Erosionsvorgänge durch chemische Effekte)

- betriebliche Abfälle (Erhöhung der Brandlast, Überschreiten zulässiger Bodentragfähigkeiten bei der Lagerung)
- Änderung von Barrieren (Rohrleitungen, Behälter, Gebäudestrukturen) durch z. B. Boden- und Wanddurchbrüche führt ggf. zur Reduzierung der Abschirmung, Einschränkung der Beherrschbarkeit übergreifender Ereignisse, Beeinträchtigung der Tragfähigkeit.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass der überwiegende Teil der nationalen und internationalen Literatur sich mit dem generellen Vorgehen beim Übergang vom Leistungsbetrieb zu Stilllegung und Rückbau befasst. Die oben genannten Dokumente bilden die Ausnahme und geben detailliertere Hinweise auf mögliche Fehlermechanismen im Nachbetrieb.

4 Identifizierung relevanter Fehlermechanismen ausgehend von der Systemtechnik

Zur Identifizierung von Fehlermechanismen im Nachbetrieb ausgehend von der Systemtechnik ist es zunächst erforderlich, den Status der Systemtechnik in der Nachbetriebsphase zu erfassen. Hierzu liegen der GRS die Betreiberanalysen zum Sicherheitsstatus von 3 abgeschalteten Druckwasserreaktor (DWR)-Anlagen vor, die diesbezüglich ausgewertet wurden.

Des Weiteren ist die Frage zu klären: was ist im Nachbetrieb sicherheitstechnisch relevant? Antwort auf die Frage geben zum Beispiel die Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen der Entsorgungskommission /BMU 10/. Dort ist ausgeführt: „...Auch nach Beendigung des auslegungsgemäßen Betriebs ist die erforderliche Vorsorge gegen Schäden nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu treffen. Dazu ist die Einhaltung der Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität
- Abfuhr der Zerfallswärme
- Einschluss der radioaktiven Stoffe und
- Begrenzung der Strahlenexposition

sicherzustellen. Die dazu erforderlichen Einrichtungen müssen in der erforderlichen Wirksamkeit und Zuverlässigkeit verfügbar sein...“. Daraus lässt sich folgern, dass alle Maßnahmen im Nachbetrieb, die geeignet sind, diese Anforderungen bzw. Schutzziele zu gefährden, als sicherheitstechnisch relevant einzustufen sind. Unter Maßnahmen ist hier zu verstehen:

- Tätigkeiten während des Nachbetriebs, die direkt Schutzziele gefährden können oder
- technische oder organisatorische Veränderungen der Anlage im Nachbetrieb, durch die Schutzziele bei auftretenden Ereignissen gefährdet werden können.

Die Auswertung erfolgt demnach so, dass die Tätigkeiten im Hinblick auf die potentielle Gefährdung der Schutzziele gruppiert werden. Hierbei ist es im ersten Schritt unerheblich, ob dagegen Vorsorgemaßnahmen getroffen wurden. In einem zweiten Schritt kann die Wirksamkeit/Robustheit der Vorsorgemaßnahmen bewertet werden.

Die methodische Vorgehensweise bei den vorliegenden Analysen ist rein deterministisch.

Es ist darauf hinzuweisen, dass es nicht Gegenstand dieses Vorhabens und somit auch nicht beabsichtigt ist, die Analysen der Betreiber zu bewerten. Es ist aber nicht auszuschließen, dass aus den technischen Angaben der Analysen abweichende Schlüsse gezogen werden.

4.1 Auswertekonzept

Für eine systematische Herangehensweise zur Identifizierung sicherheitsrelevanter Fehlermechanismen aus den vorgelegten Sicherheitsanalysen ist es zunächst erforderlich, ein geeignetes Auswertekonzept bereit zu stellen. In Anlehnung an das Auswertekonzept der SÜ-Auswertung im Vorhaben 3610R01333 wurde die Auswertung der Sicherheitsanalysen nach folgendem Konzept durchgeführt:

- Erfassung allgemeiner Daten bezogen auf die Anlage
- Darstellung der Betriebsvorgänge und Fahrweisen im Nachbetrieb
- Angaben zu den ausgewerteten Sicherheitsanalysen
 - Berücksichtigte Schutzziele und Bewertungsmaßstäbe
 - Untersuchte Ereignisse
- Status der verfügbaren Systemtechnik
- Status der Barrieren
- Modifikationen in der Anlage
- Sicherheitstechnisch relevante Handhabungen:
 - Tätigkeiten, die die Kontrolle der Reaktivität gefährden können.
 - Tätigkeiten, die die Abfuhr der Nachzerfallswärme gefährden können.
 - Tätigkeiten, die den Einschluss der radioaktiven Stoffe gefährden können.
 - Tätigkeiten, die die Begrenzung der Strahlenexposition gefährden können.

4.2 Allgemeine Angaben zu den Anlagen

Die drei ausgewerteten Sicherheitsanalysen sind von drei unterschiedlichen Betreibern vorgelegt worden. Sie unterscheiden sich strukturell erheblich. Nachfolgend werden Aufbau und Inhalte der Analysen kurz dargestellt. Die Angaben zu den Ausgangsbedingungen sind Momentaufnahmen zum Zeitpunkt der Sicherheitsanalysen, die inzwischen nicht mehr aktuell sind.

4.2.1 DWR 1

Ausgangsbedingungen:

- Die Anlage ist seit März 2011 im abgeschalteten Zustand.
- Alle BE befinden sich im BE-Lagerbecken. Das Beckenschütz ist gesetzt. Die Bor-konzentration beträgt ≥ 300 ppm.
- Die Nachzerfallsleistung beträgt ca. 0,6 MW mit einem Aufheizgradient ca. 0,7 K/h.
- Die Betriebstemperatur im BE-Lagerbecken beträgt < 25 °C.
- Zur Beckenkühlung ist ein Beckenkühlstrang in Betrieb. Zwei Stränge des Not- und Nachkühlsystems sind zur Beckenkühlung durchgeschaltet.
- Der Reaktorschutz ist freigeschaltet. Es erfolgt auch kein automatischer Dieselstart.
- Die Dampferzeuger sind gefüllt, die Hauptspeisepumpen sind endgültig außer Betrieb gesetzt.
- Die An- und Abfahrpumpen sowie die Notspeisepumpen sind unscharf geschaltet.

4.2.2 DWR 2

Ausgangsbedingungen:

- Die Anlage ist seit März 2011 im abgeschalteten Zustand.
- Alle BE befinden sich im BE-Lagerbecken. Die Gesamt-Nachzerfallsleistung im BE-Becken beträgt ca. 1,6 MW mit einem Aufheizgradient von ca. 1,1 K/h.
- Die Beckenkühlung wird mit einem von 2 Strängen des Beckenkühlsystems mit der Nachkühlkette des Not- und Nachkühlsystems durchgeführt.

- Reaktorschutzersatzanregungen für Ringraumüberwachung und für Dieselstartsignale im Notstromfall sind installiert.

4.2.3 DWR 3

Ausgangsbedingungen:

- Die Anlage ist seit März 2011 im abgeschalteten Zustand.
- Alle BE befinden sich im BE-Lagerbecken.
- Das Beckenschütz ist gesetzt. Die Gesamt-Nachzerfallsleistung im BE-Becken beträgt ca. 1,3 MW mit einem Aufheizgradient: ca. 0,77 K/h.
- Die Beckenkühlung wird mit einem von 2 Strängen des Beckenkühlsystems mit der Nachkühlkette des Not- und Nachkühlsystems durchgeführt.
- Bei Ausfall der Beckenkühlung kann eine Beckennotkühlung durchgeführt werden, indem Kühlmittel geodätisch in einen Flutbehälter abgelassen wird und von dort über einen von zwei Strängen des Not- und Nachkühlsystems und das Volumenregelsystem gekühlt und wieder eingespeist wird.

4.3 Darstellung der Betriebsvorgänge und Fahrweisen im Nachbetrieb

Die Darstellung der Betriebsvorgänge für die drei betrachteten Anlagen wurde zum Teil aus den Sicherheitsanalysen und zum Teil aus den technischen Monatsberichten entnommen.

4.3.1 DWR 1

- Die Anlage wurde im März 2011 abgefahren.
- Insgesamt befinden sich 277 Brennelemente im Lagerbecken.
- Die Beckenkühlung wird mit einem Beckenkühlstrang durchgeführt. Die zwei verfügbaren Not- und Nachkühlstränge sind zur Beckenkühlung durchgeschaltet. Die Betriebstemperatur im BE-Lagerbecken beträgt < 25 °C.
- Die Gesamt-Nachzerfallsleistung im BE-Becken beträgt ca. 0,6 MW mit einem Aufheizgradient: ca. 0,7 K/h und einer Borkonzentration ≥ 300 ppm.

- Der Reaktorschutz ist einschließlich der Notstromsignale freigeschaltet, ein automatischer Start der Diesel im Notstromfall ist nicht möglich.
- Die Dampferzeuger sind bis zur Primärkreisdekontamination gefüllt, die Hauptspeisepumpen sind endgültig außer Betrieb genommen.
- Die An- und Abfahrpumpen und Notspeisepumpen sind unscharf geschaltet.
- Am 6.8.2011 erlosch die Berechtigung zum Leistungsbetrieb aufgrund der Änderung im Atomgesetz. Die Anlage befindet sich seitdem im Nachbetrieb.
- Im Frühjahr 2013 wurde der Primärkreis chemisch in 5 Zyklen dekontaminiert. Dadurch konnte ca. 98 % der Aktivität entfernt werden. Z. B. wurde die Dosisleistung an den Loops von 380 $\mu\text{Sv/h}$ auf 10 $\mu\text{Sv/h}$ reduziert.
- Im Sommer 2013 begann die Zerlegung von „Coreschrott“ (Steuerelemente, Kerninstrumentierungslanzen, Antriebsstangen und weitere Kleinteile) im BE-Lagerbecken mit einer Hydraulikschere. Der Schrott wurde in insgesamt 20 MOSAIK®-Behälter gefüllt und anschließend im Lagergebäude gelagert.
- Mitte September 2013 begannen die Arbeiten zur Wärmeversorgung des Blockes 1 durch den Block 2 mit einem unterirdischen Fernheizkabel (doppelwandiges Metallrohr mit Zwischenisolierung).
- Ab November 2013 hat die Entladung von Brennelementen aus dem BE-Lagerbecken mit Castoren begonnen. Bis Ende Dezember 2013 wurden 32 BE entladen. Im Juli 2015 wurden 48 BE entladen und im August 2015 weitere 24. Bis Ende Mai 2016 befinden sich noch 173 BE im Lagerbecken.
- Im Februar 2014 wurde weiterer „Coreschrott“ im BE-Lagerbecken zerkleinert und dort in 18 MOSAIK®-Behälter gefüllt. Die Behälter wurden anschließend aus der Anlage gebracht und lagern im Lagergebäude. Während des laufenden Jahres wurden mit einem Hochdruckspülverfahren bei der Primärkreisdekontamination verbliebene Kontaminationen und Hot-Spots gereinigt. Die Wässer mit den abgetragenen Kontaminationen wurden der nuklearen Abwasseraufbereitung zugeführt.
- Bis Ende November 2014 wurden aus dem Maschinenhaus über 110 t Isolierung entfernt.
- Im Juni 2015 wurde eine Leckratenprüfung des Containments durchgeführt (Das lässt schlussfolgern, dass die Barriere Containment noch intakt ist).

- Im Jahr 2015 wurde das Volumenregelsystem vollständig, d. h. verfahrenstechnisch sowie e- und leittechnisch, außer Betrieb genommen. Mit der vollständigen Außerbetriebnahme der Kerninstrumentierung, des Reaktorkühlsystems, des Druckhaltesystems Kühlmittelpumpen und der sekundärseitigen Systeme (i. W. Frischdampf-, Speisewasser, Kondensatsystem) wurde begonnen.
- Im gleichen Jahr wurde der Abbau der Isolierungen im Maschinenhaus beendet und mit dem Abbau im Reaktorgebäude im Bereich Dampferzeuger, Druckhalter und Rohrleitungen begonnen.

4.3.2 DWR 2

- Die Anlage wurde im März 2011 abgefahren.
- Bis September 2011 wurden alle BE in das Lagerbecken ausgeladen.
- Am 6.8.2011 erlosch die Berechtigung zum Leistungsbetrieb aufgrund der Änderung im Atomgesetz. Die Anlage befindet sich seitdem im Nachbetrieb.
- Von September 2011 bis Mai 2012 befanden sich alle BE im Lagerbecken bei offenem Dichtschild (Phase S2).
- Ab Mai 2012 ist das Dichtschild geschlossen (Phase S3).
- Die Gesamt-Nachzerfallsleistung im BE-Becken betrug in 2012 ca. 1,6 MW mit einem Aufheizgradient von ca. 1,1 K/h.
- Die Beckenkühlung wird mit einem von 2 Strängen des Beckenkühlsystems mit der Nachkühlkette des Not- und Nachkühlsystems durchgeführt.
- Im Herbst 2012 wurde eine Primärkreisdekontamination durchgeführt.
- In 2013 fand als Reaktion auf die RSK-Stellungnahme zum Dieselbetrieb im Nachbetrieb /RSK 12/ und die GRS-Weiterleitungsnachricht WLN 2013-03 /GRS 13/ eine Ermittlung der erforderlichen Mindestlast der Notstromdieselaggregate statt. Diese beträgt ca. 30 % der Nennlast. Für DWR 2 wurde ein Betriebshandbuch (BHB)-Kapitel erstellt, das die Stromversorgung im langandauernden Notstromfall im Nichtleistungsbetrieb regelt. Dort wird die Anweisung gegeben, zusätzliche Verbraucher in Betrieb zu nehmen und nicht benötigte Dieselaggregate zur Ressourcenschonung abzuschalten. Der Dauerbetrieb bei 30 % Leistung wurde beim Hersteller MTU in einem 72h-Versuch nachgewiesen. Es wurde ermittelt, dass durch

den Betrieb der Notstandnotstromdiesel mit gekoppelter Notspeisepumpe eine Leistungsaufnahme von ca. 45 % sichergestellt ist.

- In 2015 befanden sich 204 BE im Lagerbecken mit einer Nachzerfallsleistung < 260 kW.

4.3.3 DWR 3

- Die Anlage befand sich in Revision und wurde danach nicht wieder angefahren.
- Alle BE befinden sich seit März 2012 im BE-Lagerbecken.
- Das Beckenschütz ist gesetzt. Die Gesamt-Nachzerfallsleistung im BE-Becken beträgt ca. 1,3 MW mit einem Aufheizgradient von ca. 0,77 K/h.
- Die Beckenkühlung wird mit einem von 2 Strängen des Beckenkühlsystems mit der Nachkühlkette des Not- und Nachkühlsystems durchgeführt.
- Bei Ausfall der Beckenkühlung kann die Beckennotkühlung über einen von zwei Strängen des Not- und Nachkühlsystems durchgeführt werden.
- Am 6.8.2011 erlosch die Berechtigung zum Leistungsbetrieb aufgrund der Änderung im Atomgesetz. Die Anlage befindet sich seitdem im Nachbetrieb.
- In 2013 fand als Reaktion auf die RSK-Stellungnahme zum Dieselbetrieb im Nachbetrieb /RSK 12/ und die GRS-Weiterleitungsnachricht WLN 2013-03 /GRS 13/ eine Ermittlung der erforderlichen Mindestlast der Notstromdieselaggregate statt. Diese beträgt 30 % der Nennlast. Daraufhin wurde ein Konzept entwickelt, wie die erforderliche Mindestlast im Notstromfall bei Nachbetrieb gewährleistet wird (z. B. durch Wiederinbetriebnahme freigeschalteter Verbraucher).
- Stand 2013: Der Reaktorschutz ist bis auf die Notstromsignale freigeschaltet, alle 4 Notstrom-Redundaten sind verfügbar.

4.4 Angaben zu den ausgewerteten Sicherheitsanalysen

4.4.1 DWR 1

Die Sicherheitsanalyse zum Nachbetrieb des DWR 1 gliedert sich in die folgenden Hauptabschnitte:

- Erläuterung des Sicherheitskonzeptes, der einzuhaltenden Schutzziele und der vorhandenen Maßnahmen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen
- Diskussion eines einhüllenden Ereignisspektrums bezogen auf Ereignisgruppen
- Ermittlung repräsentativer Ereignisse bezogen auf Sicherheitsebenen
- Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen durch Systemfunktionen (Beschreibung des Systemstatus)
- Gewährleistung der System und Bauwerksfunktionen (es werden keine Hinweise auf Modifikationen durch Nachbetrieb gegeben)

4.4.2 DWR 2

Die Sicherheitsanalyse zum Nachbetrieb des DWR 2 gliedert sich in die folgenden Hauptabschnitte:

- Erläuterung der Aufgaben und Tätigkeiten im Nachbetrieb sowie der damit verbundenen Gefahrenpotentiale
- Systemanforderungen für die Aufgaben und Tätigkeiten im Nachbetrieb
- Beschreibung des Sicherheitskonzeptes und der einzuhaltenden Schutzziele
- Ermittlung von für den Nachbetrieb relevanten Ereignissen
- Ausschluss von Ereignissen durch Vorsorge
- Schutzzielorientierte Überprüfung der Ereignisse
- radiologische Ereignisanalyse
- Beschreibung der vorhandenen Sicherheitsfunktionen in Restbetrieb und Abbau
- Auswirkung des Nachbetriebs auf die Verfügbarkeit und Anforderungen von Systemen und Anlagenteilen

4.4.3 DWR 3

Die Sicherheitsanalyse zum Nachbetrieb des DWR 3 gliedert sich in die folgenden Hauptabschnitte:

- Beschreibung des Anlagenzustandes

- Anforderungen an die Nachwärmeabfuhr
- zu betrachtende Ereignisse
- Beschreibung der Ereignisabläufe und Anforderung an die Systeme
- Bewertung radiologisch repräsentativer Ereignisse
- Ereignisse, gegen die Vorsorgemaßnahmen zu ergreifen sind
- Kritikalitätsstörfälle und auslegungsüberschreitende Zustände

4.5 Berücksichtigte Schutzziele

Die übergeordneten Schutzziele aus dem Leistungsbetrieb sind für die Anlagen im Nachbetrieb im Prinzip weiterhin gültig. Die für die Einhaltung der Schutzziele benötigten Sicherheitsfunktionen sind zum Teil allerdings nicht mehr für den Nachbetrieb relevant oder sind für den Nachbetrieb zu spezifizieren.

- Kontrolle der Reaktivität betrifft nur die Brennelemente und die Borkonzentration im Lagerbecken. Nach Entladung des RDBs ist die Funktion der Schnellabschaltung oder die Borkonzentration im Kühlmittelkreislauf nicht mehr relevant.
- Kühlung der Brennelemente betrifft das Bereitstellen des Kühlmittels, den Wärmetransport und die Wärmesenke aus dem BE-Lagerbecken.
- Einschluss radioaktiver Stoffe betrifft die Brennstabhüllrohre, drucktragende Wandungen der erforderlichen angeschlossenen Systeme, nichtintegrale Teile der Stützkonstruktion und des Sicherheitseinschlusses.
- Begrenzung der Strahlenexposition betrifft alle Handlungen, die mit radioaktiven Materialien zu tun haben (z. B. die Primärkreisdekontamination oder der Umgang mit verbrauchten Filterharzen).

4.6 Untersuchte Ereignisse

Nachfolgend werden die in den Sicherheitsanalysen der Betreiber untersuchten Ereignisse hinsichtlich ihrer Relevanz für Fehlermechanismen im Nachbetrieb ausgewertet. Die in diesem Kapitel aufgeführten Schlussfolgerungen geben die Aussagen der Betreiber wieder.

4.6.1 DWR 1

In der Sicherheitsanalyse wurden Ereignisse aus der Ereignisliste der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /BMU 15/ für die Sicherheitsebenen 2 und 3 untersucht, die nach Auffassung des Betreibers für die Nachbetriebsphase eine Bedeutung haben. Weiterhin wurden radiologisch repräsentative Ereignisse, übergreifende Ereignisse und extrem seltene Zustände analysiert.

4.6.1.1 Ereignisse der Sicherheitsebene 2

Wesentliche Merkmale der Ereignisse der Sicherheitsebene 2 sind laut Sicherheitsanforderungen /BMU 15/, dass sie betriebliche Störungen darstellen, die während der Betriebszeit der Anlage zu erwarten sind und mit betrieblichen Einrichtungen (Betriebsysteme) beherrscht werden können.

Laut /BMU 15/ lauten die Redundanzanforderungen für Einrichtungen der Sicherheitsebene 2 wie folgt:

„Für Einrichtungen zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 2 ist für den Anforderungsfall weder ein Einzelfehler noch die Unverfügbarkeit einer Redundante infolge von Instandhaltungsmaßnahmen zu unterstellen (Redundanzgrad $n+0$), mit Ausnahme von Leittechnik-Funktionen der Kategorie B, für die ein Einzelfehler zu unterstellen ist (Redundanzgrad $n+1$).“

In der Sicherheitsanalyse Nachbetrieb wurden die folgenden Ereignisse der Sicherheitsebene 2 als repräsentativ untersucht:

- Ausfall eines in Betrieb befindlichen Beckenkühlstranges
Das Ereignis wird beherrscht durch Umschalten auf einen der beiden in Reserve stehenden Beckenkühlstränge. Die Karenzzeit bis zum Erreichen des betrieblichen Temperaturgrenzwertes von 45 °C beträgt ca. 28 h.
- Leckage aus dem Brennelement-Lagerbecken
- Notstromfall < 10 h
- Störung in der Borkonzentration
- Ungünstigste Fehlbelegung des Brennelement-Lagerbeckens

4.6.1.2 Ereignisse der Sicherheitsebene 3

Unter Ereignissen der Sicherheitsebene 3 versteht man lt. /BMU 15/ Störfälle, „...deren Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage auf Grund der Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der vorhandenen Maßnahmen und Einrichtungen nicht zu erwarten, jedoch dennoch zu unterstellen ist.“ Zur Beherrschung dieser Ereignisse sind Sicherheitssysteme vorhanden.

Laut /BMU 15/ lauten die Redundanzanforderungen für Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 wie folgt:

„Ein Redundanzgrad $n+0$ ist in den Betriebsphasen E und F dann zulässig, wenn bei Ausfall der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtung die Zeit bis zur Nichteinhaltung von Nachweiskriterien mehr als 10 Stunden beträgt und die ausgefallenen oder in Instandhaltung befindlichen aktiven sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen zuverlässig innerhalb dieses Zeitraums verfügbar gemacht werden können.“

In der Sicherheitsanalyse Nachbetrieb wurden die folgenden Ereignisse der Sicherheitsebene 3 als repräsentativ untersucht:

- Erdbeben mit postulierten Folgeschäden
- Notstromfall länger als 10 Stunden

Beide Ereignisse sind durch die vorhandene Systemtechnik beherrschbar. Es müssen jedoch – wie im Leistungsbetrieb – langfristig Maßnahmen ergriffen werden.

Für einen bei Erdbeben zu unterstellenden Ausfall der Beckenkühlung muss diese über einen von zwei verfügbaren Strängen der nuklearen Nachkühlkette wieder hergestellt werden. Ebenfalls muss durch den beim Erdbeben zu unterstellenden Ausfall der Eigenbedarfsversorgung die Energieversorgung der nuklearen Nachkühlkette mit Notstromdieseln langfristig erfolgen.

Beim langandauernden Notstromfall müssen die Diesel von Hand zugeschaltet werden. Wegen der langen Karenzzeit bis zum Erreichen von Grenzwerten im BE-Lagerbecken wird das als nicht problematisch gesehen. Die beiden verfügbaren Notstromdiesel haben jeweils eine Dieselvorrat von mindestens 72 h. Vorher wird jedoch

versucht, die Eigenbedarfsversorgung wieder herzustellen. Dazu sind die folgenden Maßnahmen möglich:

- Verbindung mit einer schwarzstartfähigen Gasturbine (110-kV-Netz)
- Verbindung mit dem 20-kV-Netz
- Querverbindung zum Nachbarblock

Mit jeder dieser Maßnahmen kann eine Redundante für die Beckenkühlung mit Energie versorgt werden.

4.6.1.3 Radiologisch repräsentative Ereignisse

Als radiologisch repräsentativ wurden in der Sicherheitsanalyse Nachbetrieb für DWR 1 die folgenden Ereignisse untersucht:

- Leckage eines Behälters mit kontaminiertem Wasser im Reaktorhilfsanlagengebäude
- Brennelementbeschädigung bei der Handhabung
- Erdbeben mit postulierten Folgeschäden (Versagen des Abwasserbehälters im Hilfsanlagengebäude)

Für alle drei Ereignisse ist zur Einhaltung des Schutzzieles „Begrenzung der Aktivitätsabgaben“ die Funktion der Abluftfilteranlagen erforderlich. Im ersten Fall wird die Bedarfsfilteranlage im Hilfsanlagengebäude automatisch zugeschaltet oder bei Ausfall der Automatik von Hand. Im zweiten Fall wird betrieblich der Lüftungsabschluss im Sicherheitsbehälter ausgelöst und die Umluftfilteranlage zugeschaltet. Weiterhin wurde untersucht, dass bei verzögerter Auslösung des Lüftungsabschlusses um 30 Minuten die Fortluft gefiltert über den Kamin abgegeben wird. Auch in diesem Fall bleibt die Freisetzung weit unter den Störfallplanungswert von 50 mSv. Der dritte Fall ist eine Verschärfung des ersten Falles, da hier eine größeren Freisetzung von Radionukliden in die Raumluft angenommen wird und durch das Erdbeben zum Einen ein weiterer Freisetzungspfad über den Abluftkanal zum Kamin unterstellt wird und zum Anderen, dass die Bedarfsfilteranlage erdbebenbedingt ausgefallen ist. Als langfristig günstige Maßnahme zur Verringerung der Freisetzung nach außen wird das Abschalten der Lüftung im Hilfsanlagengebäude angesehen.

4.6.1.4 Systemübergreifende Ereignisse

Als repräsentativ wurden die folgenden systemübergreifenden Ereignisse untersucht:

- Erdbeben mit postulierten Folgeschäden
- anlageninterne Überflutung im Reaktorgebäude-Ringraum
- anlageninterne Brände und Explosionen

Beim Ereignis „Erdbeben“ wird immer vom Eintreten eines Notstromfalles ausgegangen. Außerdem wird das Versagen einer Anschlussleitung des Beckenkühlsystems an das BE-Lagerbecken angenommen. Beherrscht wird das Ereignis durch Zuschalten der Notstromdiesel, Beckenkühlen mit der nuklearen Nachkühlkette und Absperren der Leckage am Beckenkühlstrang. Hierbei ist zu beachten, dass alle Bauwerke zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen und alle Bauwerke, deren Versagen die Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen würden, erdbebensicher ausgelegt sind. Ebenso werden Vorkehrungen gegen erdbebenverursachte Brände und Überflutungen erwähnt. (Erdbebensichere Ausführung von Ölversorgungseinrichtungen und Aktivkohleanlagen in den sicherheitstechnisch relevanten Bereichen). Nicht thematisiert werden mögliche nachbetriebsbedingte Brandlasten, die durch ein Erdbeben in Brand geraten würden.

Beim Ereignis „Überflutung“ wird das Leck am Nebenkühler durch fehlerhaftes Öffnen eines Mannlochdeckels als abdeckender Fall angesehen. In diesem Fall ist wegen der großen und unbegrenzten Leckausströmung das Abschalten der Nebenkühlwasserpumpen und das Absperren des Stranges innerhalb von 10 Minuten erforderlich, um ein Überfluten der Beckenkühl- und Nachkühlpumpen im Ringraum zu verhindern.

Hinsichtlich anlageninterner Brände oder Explosionen werden die Vorsorgemaßnahmen aufgeführt (Brandschutztechnische Trennung in Brandabschnitte, Begrenzung oder Kapselung von Brandlasten oder Zündquellen, Begrenzung von dennoch entstandenen Bränden durch Branderkennungs- und Brandbekämpfungsmaßnahmen). Zu möglicherweise durchgeführten Anpassungen der aufgeführten und ursprünglich für den Leistungsbetrieb konzipierten Vorsorgemaßnahmen an den Nachbetrieb werden keine Angaben gemacht. Als Sicherheitsfunktionen sind für dieses Ereignis die Beckenkühlung über die nukleare Nachkühlkette, Notstromversorgung mit Dieselkühlung sowie die Branderkennung und Brandbekämpfung erforderlich.

4.6.1.5 Extrem seltene Zustände

Als repräsentativ wurden in der Sicherheitsanalyse Nachbetrieb für DWR 1 die folgenden extrem seltenen Zustände untersucht:

- extrem seltene Einwirkungen von außen:
 - Flugzeugabsturz
 - Explosionsdruckwelle (chemische Explosion)
 - Einwirkungen vom Nachbarblock

Bei einem Flugzeugabsturz auf das Dieselgebäude oder bei Einwirkung einer Explosionsdruckwelle können die sicherheitstechnischen Funktionen mit der Redundante 3 durchgeführt werden, die gegen Flugzeugabsturz ausgelegt ist. Zusätzlich steht noch ein mobiles Dieselaggregat zur Sicherstellung der Gleichstromversorgung mit EVA-geschützter Anschlussmöglichkeit an der Redundante 3 des Dieselgebäudes zur Verfügung.

Eine Einwirkung vom Nachbarblock wird nur bei einer auslegungsüberschreitenden Freisetzung von Aktivität angenommen. In diesem Fall werden die Ventilatoren der Zuluft- und der Abluftanlage abgeschaltet sowie Notklimaanlagen für Warte und Rechneraum (Umluftbetrieb) zugeschaltet. Zusätzlich wird eine mobile Filteranlage installiert, die einen leichten Überdruck erzeugt und somit ein Eindringen kontaminierter Außenluft verhindern soll.

- Notfälle:
 - postulierter Totalausfall der Beckenkühlung
 - Ausfall der gesamten Drehstromversorgung – Station Black Out

Ein Totalausfall der Beckenkühlung kann beherrscht werden, durch die separate, festverlegte Leitung im Sicherheitsbehälter mit der Möglichkeit, das Lagerbecken über einen Anschluss im Ringraum von außerhalb zu bespeisen. Die Bespeisung erfolgt mit einer mobilen mit Treibstoff betriebenen Feuerlöschpumpe.

Beim Ereignis Station Blackout kann ebenfalls mit der mobilen Feuerlöschpumpe über die separate festverlegte Leitung die BE-Lagerbeckenkühlung aufrechterhalten wer-

den. Die Gleichstromversorgung kann mit einem mobilen Dieselaggregat über eine EVA-geschützte Anschlussstelle am Notstromdieselgebäude sichergestellt werden.

4.6.2 DWR 2

In der Sicherheitsanalyse zum DWR 2 wird das Ereignisspektrum in Ereignisgruppen unterteilt. Innerhalb dieser Gruppen werden die zu untersuchenden Ereignisse als Klasse-1-Ereignisse bezeichnet und die Ereignisse, die durch verschiedene Vorsorge-maßnahmen nicht zum Risiko beitragen, als Klasse-2-Ereignisse. Die nachfolgend aufgeführten Ereignisse gehören zu den Klasse-1-Ereignissen.

4.6.2.1 Ereignisgruppe: Lagerung der bestrahlten Brennelemente

- Ausfall der Beckenkühlung durch Ausfall Lagerbeckenkühlsysteme

Bei Ausfall der Beckenkühlsysteme kann auf die Notstandsbeckenkühlung zurückgegriffen werden und die Wärme über die nukleare Nachkühlkette abgeführt werden. Die alternativ vorgesehene Vermaschungskühlung über die Beckenreinigungspumpen und die Nachkühlsysteme sollen nach der Primärkreisdekontamination zur Vermeidung einer Rekontamination nicht mehr angewendet werden.

4.6.2.2 Ereignisgruppe: Handhabung der bestrahlten Brennelemente

- Beschädigung von Brennelementen durch Absturz eines Brennelementes oder Kollision bei der Unterwasser-Handhabung

Dieses Ereignis wird als radiologisch repräsentativ angegeben. Bei Beschädigung der Brennelemente werden alle Lüftungsleitungen geschlossen, durch die radioaktive Stoffe den Reaktorsicherheitsbehälter verlassen könnten. Da bei der Handhabung von Brennelementen die Schleusen geschlossen sind, ist der Lüftungsabschluss ohne zusätzliche Handlungen wirksam. Bis zum Lüftungsabschluss wird die abgegebene Luft durch Aerosolfilter gefiltert. Untersuchungen zeigten, dass in diesem Fall die Aktivitätsfreisetzung weit unterhalb der Planungswerte gemäß § 49 der Strahlenschutzverordnung liegt.

4.6.2.3 Ereignisgruppe: Handhabung radioaktiver Stoffe

- Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit (Abwasserverdampfer als heißes System, Konzentrat-Lagerbehälter als kaltes System)
- Ereignisse bei der Erzeugung von Gebinden für flüssige radioaktive Abfälle (z. B. durch Überspeisen von Behältern mit Harzen/Verdampferkonzentraten)
- Absturz von Gebinden mit flüssigen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen (z. B. Absturz von Fässern mit Schlämmen)
- Leckagen am RKL oder an Hilfssystemen bei der Systemdekontamination (vgl. Weiterleitungsnachricht /GRS 14/)
- Ereignisse bei der Erzeugung von Gebinden für feste radioaktive Abfälle (z. B. durch Störungen beim Konditionieren von Filterpaketen)
- Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen mit Mobilisierung radioaktiver Aerosole (z. B. Filterstäube)

Für alle oben aufgezählten Ereignisse gilt dass die in die Raumluft gelangenden radioaktiven Aerosole mit der Abluft über die Fortluftanlage des Hilfsanlagengebäudes abgeführt und durch die Aerosolfilter der Bedarfsfilteranlage gefiltert werden.

4.6.2.3.1 Ereignisgruppe: Einwirkungen von Innen

- Brand in einer Lüfterzentrale
Bei einem brandbedingten Ausfall einer Lüfterzentrale erhöht sich die Konzentration der radioaktiven Aerosole in der Raumluft geringfügig. Ein Lüftungsabschluss des Sicherheitsbehälters ist deshalb nicht erforderlich. Zur Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe werden diese durch die Bedarfsfilteranlage gefiltert
- Kabelbrand mit Ausfall E-Versorgung
Bei brandbedingtem Ausfall der Beckenkühlung kann entweder auf den Reservestrang umgeschaltet werden oder die Kühlung wird durch eine „verkürzte Nachkühlkette“ durchgeführt. Um die Auswirkungen des Brandes einzugrenzen werden die Raumluft abgesaugt und über den Fortluftkamin gefiltert abgegeben sowie Brandbekämpfungsmaßnahmen durchgeführt.
- Brand im internen Fasslager des Hilfsanlagengebäudes
Dieser Brand wird als radiologisch abdeckend für die Lagerung brennbarer Abfälle

in anderen Gebäudeteilen bewertet. Die Brandbekämpfung erfolgt automatisch über CO₂-Löschanlage, während die Abluft durch Brandschutzklappen reduziert wird. Die an die Umgebung abgegebene Abluft wird über Aerosolfilter gefiltert.

- Überflutung im Ringraum durch Bruch einer Nebenkühlwasser-, Beckenreinigungssystem-, Deionatsystem- oder Feuerlöschwasserleitung
Als abdeckender Fall wird ein „extrem“ großes Leck im Nebenkühlwasser angenommen, bei dem eine Gefährdung nach 18 min erreicht wird. Dieses Ereignis wird durch Abschalten der Nebenkühlwasserpumpe und Absperren des Nebenkühlwasserstranges beherrscht.

4.6.2.4 Ereignisgruppe: Interne Ereignisse

- Ausfall Lüftungstechnischer Anlagen (ohne gerichtete Luftströmung: Beeinträchtigung/Verlust der Rückhaltung radioaktiver Aerosole)
Bei Ausfall eines Lüfters in einem Lüftungssystem übernimmt der jeweilige Reservelüfter dessen Aufgabe. Bei einem vollständigen Ausfall von Lüftungstechnischen Teilsystemen werden alle laufenden Arbeiten im betroffenen Bereich unverzüglich eingestellt, die zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Raumluft führen können.
- Störungen der elektrischen Eigenbedarfsversorgung (kurz- und langzeitiger Notstromfall)
Die elektrische Versorgung der im Nachbetrieb erforderlichen Sicherheitssysteme ist notstromgesichert. Störungen in der Eigenbedarfsversorgung führen zu einem Starten der Notstromdiesel über eine Reaktorschutz-Ersatzanregung. Die Kühlung des BE-Lagerbeckens wird nach Dieselstart durch automatisches Zuschalten einer Beckenkülpumpe und der zugehörigen nuklearen Nachkühlkette wieder hergestellt.

- Störungen im Abgassystem

Als abdeckendes Ereignis wird ein Leck in einer Rohrleitung des Abgassystems unterstellt, bei dem die im Abgassystem enthaltene Aktivität vollständig in die Raumluft des Hilfsanlagengebäudes austritt. Zur Minimierung der Aktivitätsabgabe über den Fortluftkamin wird automatisch die Bedarfsfilteranlage über den Grenzwert „Aktivität Abluft > max.“ zugeschaltet.

4.6.2.5 Ereignisgruppe: Einwirkungen von außen

- Erdbeben

Das BE-Lagerbecken und der Strang 2 der Beckenkühlung sowie Notstromversorgung und Kühlwasserversorgung sind gegen Erdbeben ausgelegt. Da bei Erdbeben vom Ausfall der Eigenbedarfsversorgung ausgegangen wird, erfolgt die Energieversorgung über Notstromdiesel.

4.6.3 DWR 3

In der Sicherheitsanalyse für DWR 3 werden in der Sicherheitsebene 2 (anormaler Betrieb) die folgenden Ereignisse betrachtet:

- Ausfall einer Komponente im Nachkühlstrang

Bei Ausfall einer in Betrieb befindlichen Komponente wird auf den Reservestrang umgeschaltet.

- Beckennotkühlung

Bei Ausfall beider Beckenkühlkreise wird auf Beckennotkühlung umgeschaltet, indem Beckenwasser in einen Flutbehälter des Not- und Nachkühlsystems abgelassen wird und das Wasser mit Strang 1 oder Strang 2 des Nachkühlsystems über das Volumenregelsystem gekühlt in das BE-Lagerbecken zurückgepumpt wird.

- Notstromfall

Im Notstromfall werden die Notstromdiesel automatisch gestartet und die Beckenkühlstränge wieder über das Zuschaltprogramm automatisch zugeschaltet.

In der Sicherheitsanalyse für DWR 3 wurden die folgenden Ereignisse der Sicherheitsebene 3 und 4 berücksichtigt.

4.6.3.1 Radiologisch repräsentative Ereignisse

- Brennelement-Handhabungsfehler mit Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes
Bei diesem Ereignis wird davon ausgegangen, dass das bei der Beschädigung von Brennstäben freigesetzte Jod bis zum Lüftungsabschluss des Sicherheitsbehälters nach 30 min (konservative Annahme) über den Abluftkamin gefiltert freigesetzt wird.
- Hilfsanlagenversagen: Bruch einer Rohrleitung in der Abgasreinigungsanlage
Bei diesem Ereignis wird die gesamte Aktivität in der Abgasreinigungsanlage freigesetzt und über den Abluftkamin abgegeben. Durch die relativ geringe Menge an Aktivität bleibt das Ereignis unter den zulässigen Höchstwerten (vergl. Abschnitt: 3.10.4.3).
- Hilfsanlagenversagen: Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung
Bei diesem Ereignis wird angenommen, dass die gesamte Konzentratmenge der Verdampferanlage ausläuft und über den Abluftkamin an die Umgebung abgegeben wird. Es wird ebenfalls angegeben, dass das Ereignis unter den zulässigen Höchstwerten bleibt (vergl. Abschnitt: 4.10.4.3).

4.6.3.2 Einwirkung von innen

- Überflutung innerhalb der sicherheitstechnisch relevanten Gebäude
Sonstige anlageninterne Überflutungen (z. B. durch Leckagen von Nebenkühlwasserleitungen)
Als abdeckender Fall wird ein Nebenkühlwasser-Leck im Ringraum angenommen. Durch die räumliche Trennung von Nebenkühlwasserpumpen und anderen Pumpen im Ringraum und durch die überflutungssichere Anordnung von für die Systemfunktion erforderlichen Komponenten wird das Ereignis beherrscht.
- Wasserverlust aus dem Brennelementlagerbecken
Ist das Ereignis durch eine Leckage am BE-Lagerbecken verursacht worden, kann diese durch Abdichten mit einem vorhandenen Unterwasser-Reparaturkit beendet werden. Bei Wasserverlust über eine Leckage im Beckenkühlstrang kann dieser abgesperrt werden. Die Wärme wird über den redundanten Strang abgeführt. Das verlorene Kühlmittel kann über das Deionatsystem ergänzt werden. Dabei kommt es auch bei vollständiger Deborierung nicht zu einer unzulässigen Kritikalität.

- **Absturz schwerer Lasten auf das Brennelementlagerbecken**
Der Absturz eines Brennelementes wird als unkritisch gesehen, da weder die Hüllrohre beschädigt werden, noch die Dichtheit der BE-Lagerbeckenauskleidung gefährdet ist. Schwere Lasten (z. B. Abschirmriegel, RDB-Deckel) werden nicht über dem Lagerbecken transportiert. Somit wird ein Absturz in das BE-Lagerbecken nicht angenommen.
- **Absturz des Brennelementtransportbehälters**
Durch die gewählte Fahrstrecke im Sicherheitsbehälter in hinreichend großem Abstand von den gelagerten Brennelementen, wird ein Absturz eines Castor-Behälters auf diese ausgeschlossen.
- **Anlageninterne Brände und Explosionen**
Diese Ereignisse bzw. die Auswirkungen dieser Ereignisse werden durch die Maßnahmen des aktiven und passiven Brandschutzes vermieden (Minimierung von Brandlasten, Vermeiden von Zündquellen, Brandabschnitte, Brandklappen etc.)

4.6.3.3 Einwirkung von außen

- **Äußerer Brand**
Als abdeckendes Ereignis wird in der Sicherheitsanalyse ein Folgebrand eines Flugzeugabsturzes untersucht. Der Betreiber gibt an, dass Systeme, die brennbares Aktivitätsinventar haben (z. B. Harzabfallbehälter) gemäß RSK-Leitlinien für DWR durch besondere bautechnische oder brandschutztechnische Vorkehrungen geschützt sind.
- **Hochwasser**
Die Funktion der Nachkühlketten für die BE-Lagerbeckenkühlung ist durch permanente Schutzmaßnahmen (Gebäudeabdichtung, Systeme teilweise in Hochlage installiert) auch bei Hochwasser sichergestellt.
- **Standortspezifische, naturbedingte äußere Einwirkungen (Erdbeben, Blitz)**
Für das Ereignis Erdbeben wurde eine Schutzzielbewertung durchgeführt, die gezeigt hat, dass diese eingehalten werden. Die Beckenkühlung kann über die Notstromversorgung des eigenen Blockes oder des Nachbarblockes durchgeführt werden.

4.6.3.4 Sehr seltene Ereignisse

- Standortspezifische externe zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfall, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle und explosive Gase)

Im Notstandsfall können die Beckenkühler durch Feuerlöschwasser gekühlt werden. Die Energieversorgung der Beckenkülpumpen und der Feuerlöschpumpen erfolgt aus dem Notstromnetz des Nachbarblocks. Das Eindringen explosiver Gase in sicherheitstechnisch relevante Anlagenbereiche wird über eine Gaswarnanlage mit automatischem Zuluftabschluss verhindert.

4.6.3.5 Auslegungsüberschreitende Ereignisse

- Ausfall der gesamten, nicht batterieversorgten, Drehstromversorgung bis zu 2 h
Bei diesem Ereignis kann die Energieversorgung über den Nachbarblock wieder hergestellt werden.

4.7 Status der verfügbaren Systemtechnik

Die Angaben zum nachfolgend aufgeführten Status der verfügbaren Systemtechnik für die drei Anlagen wurden den jeweiligen Sicherheitsanalysen entnommen.

4.7.1 DWR 1

Überwachung des BE-Lagerbeckens

- BE-Lagerbeckentemperatur:
 - hoch > 40 °C
 - zu hoch > 60 °C
- BE-Lagerbeckenfüllstand:
 - tief < 11,10 m
 - zu tief < 10,20 m

Die Kühlung wird mit dem betrieblichen Lagerbeckenkühlsystem durchgeführt. Bei Ausfall des betrieblichen Systems stehen zwei Stränge des Nachkühlsystems mit der nuklearen Nachkühlkette zur Verfügung. Diese werden von Hand zugeschaltet.

- **Überwachung des Ringraums**
Potentielle Lecks im Ringraum werden über die dafür vorgesehenen Messstellen entdeckt und lokalisiert.
- **Leck im Nebenkühlwasser**
Bei Erreichen des Grenzwertes 50 mm werden automatisch die Nebenkühlwasserpumpen abgeschaltet und die Leitungen geschlossen.
- **Leck im Brunnenwassersystem bzw. im Deionatsystem**
Bei Erreichen des Grenzwertes 50 mm werden automatisch die Brunnenwasserpumpen abgeschaltet und die Leitung geschlossen. Bei Überschreiten von 50 mm Füllstand in mindestens 2 Quadranten des Ringraumes werden ebenfalls die Deionatpumpen abgeschaltet.
- **Energieversorgung**
Eigenbedarfs-Versorgungsmöglichkeiten:
 - 220-kV-Netz
 - 110-kV-Netz über Freileitung (Bei Bedarf Energieversorgung mit Gasturbine)
 - 110-kV-Netz über Kabel (Bei Bedarf Energieversorgung mit Gasturbine)
 - 20-kV-Netz
 - Querkupplung zum Nachbarblock
- **Notstromversorgung:**
 - Notstromdiesel Redundante 1 mit Dieselkühlung
 - Notstromdiesel Redundante 3 mit Dieselkühlung
 - Lüftung Notstromdieselgebäude über Redundante 1
 - Lüftung Notstromdieselgebäude über Redundante 3

4.7.2 DWR 2

In der Sicherheitsanalyse wird die Konfiguration der benötigten Systeme von der zum Zeitpunkt der Erstellung noch durchzuführenden Primärkreisdekontamination abhängig gemacht. Diese ist im 4. Quartal 2012 durchgeführt worden, so dass etliche Systeme, die für die Primärkreisdekontamination benötigt wurden, nicht mehr verfügbar sind.

- Reaktorschutzanregungen
Der Reaktorschutz ist stillgelegt, für die Überwachung des Ringraumes hinsichtlich Überflutung und für Dieselanregungen im Notstromfall sind Ersatzanregungen installiert.
- Beckenkühlung:
 - Beckenkühlsystem mit Sperrwasserversorgung, nuklearer Zwischenkühlkreise und nukleares Nebenkühlwasser; wird im Notstromfall automatisch nach Spannungswiederkehr zugeschaltet.
 - Notstandsbeckenkühlstrang (Sicherheitsebene 4) mit Sperrwasserversorgung, und Nebenkühlwasser; wird im Notstandsfall vom Notstandsdiesel versorgt.
- Lüftungssystem:
 - gemeinsame Zuluft
 - SHB-Lüftungsabschluss
 - SHB-Absaugung und Filterung
 - Absaugung Spülluft
 - Filterung und Absaugung der Abluft
 - Aktivitätsüberwachung Ab- und Kaminfortluft
 - Ringraumabsaugung
- Brandbekämpfung:
 - Brandmeldeanlage
 - Löschwasser
 - Trinkwasser
 - Gas-Löschsysteme
 - nukleare Gebäudeentwässerung zum Auffangen von Löschwasser

4.7.3 DWR 3

- Energieversorgung:
 - Eigenbedarfsanlage
 - Reservenetzeinspeisung
 - Notstromschienen
 - Niederspannungsanlagen
 - 220-V-Gleichstromschienen, Batterien und Gleichrichter
- Reaktorschutzanregungen
 - ausschließlich Notstromsignale verfügbar
- Nachwärmeabfuhr:
 - ein Strang des Not-Nachkühlsystems für die Beckennotkühlung
 - zwei komplette Kühlketten und 2 Beckenkühlstränge
- Radiologische Überwachung
 - Außer der nicht mehr benötigten N-16-Überwachung im Frischdampfsystem sind alle Messungen zur Aktivitätsüberwachung verfügbar.

4.8 Status der Barrieren

Für die Einhaltung der Schutzziele:

- Einschluss der radioaktiven Stoffe und
- Begrenzung der Strahlenexposition

ist neben der Verfügbarkeit der Systemfunktionen der Status der Barrieren von großer Bedeutung. Nachfolgend sind die Informationen zum Zustand der Barrieren in den drei untersuchten Anlagen zusammengestellt.

4.8.1 DWR 1

In der Sicherheitsanalyse gibt es keine Hinweise auf eine Modifikation der Barrieren. Die Beschreibungen hinsichtlich der Wirksamkeiten gegenüber Überflutungsereignissen und Brand lassen vermuten, dass alle relevanten Barrieren intakt sind. Ein weiterer Hinweis für ein geschlossenes Containment ist die Durchführung einer Leckratenprüfung.

4.8.2 DWR 2

Diese Anlage bleibt bis zur Entscheidung über die Verfassungsklage gegen die Abschaltung in einem Zustand der Reversibilität. Es wurde zwar schon ein Stilllegungsantrag gestellt, dieser ist aber unter dem Vorbehalt der richterlichen Entscheidung. Das heißt, die Anlage kann innerhalb einer bestimmten Zeit wieder in Betrieb genommen werden. Somit sind keine wesentlichen Veränderungen an den Barrieren durchgeführt worden.

4.8.3 DWR 3

Im Spülluftbetrieb sind zur Verbesserung der Fluchtmöglichkeit beide Türen der Personenschleuse geöffnet.

4.9 Modifikationen in der Anlage

In diesem Abschnitt sind systemtechnische Änderungen in den Anlagen aufgrund des Nachbetriebs, die sicherheitstechnische Relevanz haben oder haben können, zusammengestellt.

4.9.1 DWR 1

Die Sicherheitsklassifizierung der Systeme wurde auf der Grundlage der durchgeführten Sicherheitsanalyse an die Nachbetriebsphase angepasst. Die Systeme und Komponenten wurden in drei Kategorien eingestuft:

- ohne Bedeutung
- betrieblich
- sicherheitstechnisch

Systeme ohne sicherheitstechnische Bedeutung sind im Nachbetrieb normalerweise freigeschaltet.

Ein Konzept zur dauerhaften Außerbetriebnahme von Systemen wurde bewertet und eingeführt. Eine dauerhafte Außerbetriebnahme umfasst im Wesentlichen die Entkopplung von verfahrens-, leit- und elektrotechnischen Schnittstellen vom Rest der Anlage sowie ggf. folgende Tätigkeiten:

- vollständige Restentleerung von Leitungen, Behältern, Armaturen
- Entfernen von Hotspots
- statische Absicherung der abgetrennten Systemteile, sofern dies erforderlich ist
- Entlastung federbelasteter Komponenten oder Durchführung vergleichbarer Maßnahmen
- Beseitigung von Störkanten und sonstigen Hindernissen
- Probenahmen zur radiologischen Charakterisierung

Eine dauerhafte Außerbetriebnahme bedeutet nicht den Abbau von Systemen oder Systemteilen. In der Anlage DWR 1 wurde z. B. das Volumenregelsystem dauerhaft außer Betrieb genommen.

Die Organisationsstruktur wurde in die zwei Fachbereiche „Restbetrieb“ und „Rückbau“ geändert. Hierbei ist der Fachbereich „Restbetrieb“ für die Durchführung des Nachbetriebs zuständig, während der Fachbereich „Rückbau“ erst nach Erteilung der Stilllegungsgenehmigung die operative Arbeit für den Rückbau aufnimmt.

Brandbekämpfungsabschnitte wurden neu eingerichtet bzw. optimiert. Weiterhin wurden Brandschutzklappen im Reaktorhilfsanlagengebäude neu eingebaut bzw. ertüchtigt. Damit sollen vorhandene Brandlasten besser räumlich gekapselt und mögliche Brände gezielter bekämpft werden können.

Für die durchgeführte Dekontaminierung des Primärkreises wurden temporäre Anlagenänderungen vorgenommen, die nach der Maßnahme wieder rückgebaut wurden.

4.9.2 DWR 2

Im Nachbetrieb werden vorrangig die in BE-Lagerbecken gelagerten Brennelemente sukzessive entfernt. Darüber hinaus werden für den Restbetrieb und den Rückbau vorbereitende Maßnahmen durchgeführt:

- Entsorgung von Betriebsstoffen (Kühlöle, Schmieröle, Filtermaterial)
- System- und Bauteilkontamination
- Außerbetriebnahme, Entleerung, Trocknung sowie Abisolierung von Systemen
- Durchführung von Probeentnahmeprogrammen zur Ermittlung der Aktivitätsverteilung

Bis zur Brennstofffreiheit, aber nach Inanspruchnahme der Stilllegungsgenehmigung, können vor allem die folgenden Anlagenteile zurückgebaut werden:

- kontaminierte Anlagenteile im Kontrollbereich:
 - Zerlegung und Verpackung des Reaktordruckbehälterdeckels, Dampferzeuger, des Druckhalters mit Abblasetank sowie der Hauptkühlmittelpumpen
 - Zerlegung und Verpackung von Rohrleitungen wie Speisewasserleitungen, Frischdampfleitungen, Hauptkühlmittel- und Kühlwasserleitungen
 - Ausbau, Zerlegung und Verpackung beweglicher und fester Reaktordruckbehältereinbauten
- Anlagenteile außerhalb des Kontrollbereiches, die der atomrechtlichen Genehmigung unterliegen
- kontaminierte Betonstrukturen

Der Reaktorgebäudekran wurde entsprechend der neuen KTA Anforderungen hinsichtlich der Steuerung und Bremsen ertüchtigt. Der Dieselmotor der freigeschalteten Redundante wurde im Rahmen des Wartungsprogramms nicht wieder eingebaut.

4.9.3 DWR 3

In der Sicherheitsanalyse werden keine Angaben zu Anlagenmodifikationen während des Nachbetriebs gemacht.

Im Sicherheitsbericht zum Rückbau wird ausgeführt, dass mit Nutzung der Genehmigung zur Stilllegung und einer ersten Genehmigung zum Abbau der Anlage der sogenannte Restbetrieb beginnt. Dieser sollte möglichst nach Brennstofffreiheit beginnen, es wird aber auch die Möglichkeit berücksichtigt, dass sich noch Brennstoff im Lagerbecken befindet. In diesem Fall dürfen nur solch Abbauarbeiten und Modifikationen durchgeführt werden, die keine Rückwirkung auf die Einhaltung der Schutzziele und die Handhabung und Lagerung des Brennstoffs haben.

Weiterhin wird das prinzipielle Vorgehen beim Abbau sowie spezifische Techniken zu Dekontamination und Zerlegung von Anlagenteilen mit den Vor- und Nachteilen beschrieben. Konkrete Angaben, welche Anlagenteile wann und wie abgebaut oder modifiziert werden, werden nicht gemacht.

4.10 Sicherheitstechnisch relevante Handhabungen in der Nachbetriebsphase

Die in den ausgewerteten Sicherheitsanalysen zu den Anlagen im Nachbetrieb ermittelten wesentlichen Handhabungen, die Tätigkeiten mit radiologischem Gefahrenpotenzial beinhalten, werden nachfolgend entsprechend der Schutzziele, die gefährdet werden können,

- Reaktivitätskontrolle
- Nachwärmeabfuhr
- Einschluss radioaktiver Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

dargestellt und bewertet.

4.10.1 Tätigkeiten, die die Kontrolle der Reaktivität gefährden können

Die Brennelemente sind in allen untersuchten Anlagen bis zu deren Abtransport im BE-Lagerbecken gelagert. Das Schutzziel Unterkritikalität wird durch die Anordnung der Lagergestelle mit Absorberschächten gewährleistet. Beim DWR 2 wird für die Einhaltung des Nachweiskriteriums $k_{\text{eff}} < 0.95$ auch das im Lagerbeckenwasser gelöste Bor herangezogen.

Beim DWR 1 ist die Unterkritikalität auslegungsgemäß durch die Mindestabstände der Brennelement-Lagergestelle mit Absorberschächten auch bei Deionat im Lagerbecken gegeben, falls keine BE-Handhabungen stattfinden. Für den Nachbetrieb wurde eine betriebliche Mindest-Borkonzentration von 300 ppm festgelegt und genehmigt.

Die relevante KTA-Regel 3602 fordert bei Berücksichtigung des Bors im Kühlmittel administrative und technische Maßnahmen für eine ausreichende Bornachspeisung bei Ereignissen, bei denen die Borkonzentration unter den 2-fachen Wert der erforderlichen Borkonzentration absinkt.

Beim DWR 3 gelten die Nachweise der Kritikalitätssicherheit für eine Mindestborkonzentration von 2000 ppm und Vollbelegung. Es wird angemerkt, dass das Lagerbecken im Nachbetrieb nicht vollständig belegt ist und auch BE mit höherem Abbrand als bei der Nachweisführung angenommen wurden, vorhanden sind. Eine Aussage zur Auswirkung einer Deborierung ist im Sicherheitsbericht angegeben: „Der Verlust des Absorbers aus dem Beckenkühlwasser (Änderung der Borkonzentration) führt ebenfalls nicht zu einer Kritikalität.“ Beim DWR 3 wird eine Gefährdung der Reaktivität durch die Anordnung der Lagergestelle ausgeschlossen.

Im DWR 1 werden zum BE-Transport besondere Behälter verwendet (Quertransportbehälter zum Nachbarblock). Hinsichtlich der Unterkritikalität wird angemerkt, dass diese bei höher angereicherten BE nur teilbeladen werden.

Die Erwähnung dieses Umstands lässt darauf schließen, dass höher angereicherte BE hier relevant sind. Hier könnte unterstellt werden, dass die Behälter mit höher angereicherten BE unzulässig beladen werden.

Im DWR 3 wird eine Rekritikalität durch die Anordnung der Lagergestelle vom Betreiber ausgeschlossen.

Die GRS hat zum Thema Kritikalitätssicherheit im BE-Lagerbecken im Rahmen einer RSK-Anfrage eigene Untersuchungen durchgeführt und diese mit einem Beitrag bei der Konferenz der American Nuclear Society - Nuclear Criticality Safety Division (ANS NCSD) 2013: "Criticality Safety in the modern Era" präsentiert /GRS 13a/. Die Untersuchungsergebnisse lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Ohne Vorhandensein von Kühlmittel im BE-Lagerbecken gibt es keine Moderation und eine Rekritikalität ist ausgeschlossen. Das bedeutet, eine unterstellte Leckage am Lagerbecken mit Verlust des Kühlmittels ist hinsichtlich Rekritikalität ohne Bedeutung.
- Eine unzureichende Borkonzentration < 500 ppm führt nur bei mehr als 3 durch äußere Einwirkung zusammengeschobenen Reihen von frischen Brennelementen zu einer Rekritikalität. Ab einer Borkonzentration von 500 ppm ist eine Rekritikalität nicht zu befürchten.
- Werden Brennelemente vollständig zerstört sammelt sich der Brennstoff am Boden des BE-Lagerbeckens. Dort müssen sich ca. 6000 kg Uran mit einer mittleren Dichte von 7 g/cm³ zu einer Kugel zusammenballen, um eine kritische Masse zu bilden. Dies entspricht der Brennstoffmenge von ca. 14 DWR Brennelementen. Eine andere geometrische Anordnung der Brennstofflava (z. B. kegelförmig) kann wegen des ungünstigeren Schmelzoberfläche-Moderator-Verhältnisses nicht kritisch werden.

4.10.2 Tätigkeiten, die die Abfuhr der Nachzerfallswärme gefährden können

Die Kühlung der Brennelemente wird im DWR 2 durch notstromgesicherte 2 x 100 % Beckenkühlstränge sowie einem notstandssicheren Beckenkühlstrang durchgeführt. Zum Zeitpunkt der Sicherheitsanalyse betrug die abzuführende Nachzerfallsleistung ca. 1,59 MW, was einem maximalen Aufheizgradienten von 1,1 K/h bei Ausfall der Beckenkühlung entspricht.

Im DWR 1 betrug zum Zeitpunkt der Sicherheitsanalyse die Nachzerfallsleistung 0,6 MW und der Aufheizgradient ca. 0,7 K/h.

Tätigkeiten, die die Wärmeabfuhr beeinträchtigen können, werden nicht genannt. Potentielle Möglichkeiten, die die Abfuhr der Nachzerfallswärme führen können, sind als Ereignisse klassifiziert. Das wären z. B.:

- Ausfall eines in Betrieb befindlichen Beckenkühlstranges

- Leckage aus dem Brennelement-Lagerbecken
- Notstromfall (kleiner 10 h oder größer 10 h)
- Erdbeben

4.10.3 Tätigkeiten, die den Einschluss der radioaktiven Stoffe gefährden können

Mit einem Barrierenprinzip soll die Freisetzung von Radioaktivität zuverlässig verhindert werden. Barrieren sind zum einen die Brennstabhüllen und zum anderen bauliche Strukturen und Systeme (Lüftungsabschluss), die eine Freisetzung verhindern sollen. Die folgenden Tätigkeiten, die in den Sicherheitsanalysen aufgeführt sind, können ggf. den Einschluss der radioaktiven Stoffe gefährden:

- Handhabung von bestrahlten Brennelementen
Um Brennelemente in Castor-Behälter verladen zu können, müssen diese völlig intakt sein. Defekte Brennstäbe werden deshalb durch intakte ausgetauscht, auch Dummy-Stäbe aus früheren Reparaturvorgängen werden durch intakte Stäbe ausgetauscht.

Die intakten Brennelemente werden in Castor-Behälter verpackt und aus dem BE-Lagerbecken entfernt. Die schließlich verbliebenen Einzelstäbe werden einzeln oder in Gruppen gekapselt und mit dem Tragkorb eines Castor-Behälters aus dem Lagerbecken entfernt. Sämtliche Vorgänge, die mit dem Umbau von Brennelementen und der Entfernung aus dem Lagerbecken zu tun haben, müssen von der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde genehmigt werden.

Durch Fehlbedienung können die Hüllrohre der BE beschädigt werden.

- Handhabung von aktivierten und kontaminierten festen Abfällen und Anlagenteilen
Zum Teil befinden sich noch Steuerstäbe in den Brennelementen im Lagerbecken. Diese müssen vor der Verpackung der Brennelemente in Castor-Behältern entfernt werden. Da im Lagerbecken nicht genügend Platz ist, um alle Steuerstäbe zu lagern, ist vorgesehen, diese, zusammen mit Messeinrichtungen und Drosselkörpern, im Lagerbecken in einem Sammelbehälter zu zerkleinern, und diesen in einem abgeschirmten Transportbehälter auf der Beckenflurebene zu lagern.

Durch Fehler bei der Handhabung von aktivierten Bauteilen, wie z. B. Steuerstäben, kann es zu Beschädigungen kommen, durch die Aktivitäten ggf. freigesetzt werden können.

Beim Ausschleusen von Brennelementen aus dem Sicherheitsbehälter kam es 2014 im DWR 2 zu einer Blockade der Transportvorrichtung durch die Materialschleuse, die durch eine Beschädigung am Stützenlager des Fahrbahnträgers verursacht wurde. Bei einem potentiellen Absturz des mit Brennelementen gefüllten Castor-Behälters wäre dieser auslegungsgemäß zwar intakt geblieben, es hätte aber zu Schäden am Sicherheitsbehälter kommen können /GRS 15/.

4.10.4 Tätigkeiten, die die Begrenzung der Strahlenexposition gefährden können

Das Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“ ist hinsichtlich der Tätigkeiten am relevantesten, da die „Gelegenheiten“ für eine Gefährdung des Schutzziels im Nachbetrieb im Vergleich zum Leistungsbetrieb oder einer Standardrevision deutlich vermehrt sind.

4.10.4.1 DWR 1

In der Anlage DWR 1 wird, wie im Abschnitt 3.6.1 beschrieben, eine Leckage am Abwasserverdampferbehälter im Hilfsanlagegebäude als radiologisch repräsentativ angesehen. Eine derartige Leckage, bei der innerhalb einer halben Stunde die gesamte Konzentratmenge der hauptsächlich borsäurehaltigen Abwässer ausläuft, führt zu einer Freisetzung von Radionukliden in die Raumluft. Diese wird dann mit der Abluft in die Kraftwerksumgebung transportiert. Die berechneten Werte der effektiven potentiellen Strahlenexposition von Personen in der Anlagenumgebung liegen laut Betreiber mit 0,0061 mSv für Erwachsene und 0,0096 mSv für Kleinkind um über 3 Größenordnungen unter dem Störfallplanungswerts von 50 mSv laut § 49 der Strahlenschutzverordnung.

4.10.4.2 DWR 2

Die folgenden Tätigkeiten wurden in der Sicherheitsanalyse für die Anlage DWR 2 als repräsentativ für die Gefährdung des Schutzziels „Begrenzung der Strahlenexposition“ aufgeführt:

- Dekontamination des Reaktorkühlkreislaufes, von Hilfssystemen sowie von Großkomponenten
Bei der Dekontamination werden durch Spülen mit verschiedenen Chemikalien

festanhaftende Kontaminationen an den Innenseiten von Primärkreis- und Hilfsanlagenkomponenten und an den anschließenden Rohrleitungen abgetragen und über die Filterharze der Dekontaminationsanlage aus dem System entfernt. Die Dosisleistung am Primärkreis und den angeschlossenen Hilfssystemen wird dabei erheblich reduziert und somit die Strahlenbelastung für das Personal in der Nachbetriebsphase und beim Abbau von Anlagenteilen verringert.

Das Auftreten einer Leckage mit Austritt von Dekontaminationsflüssigkeit wird vom Betreiber entweder im Sicherheitsbehälter, im Ringraum (errechnete Aktivitätsfreisetzung von 2,4 E9 Bq) oder im Hilfsanlagengebäude (abdeckendes Ereignis: Abriss eines Schlauches direkt am Flansch auf der Druckseite der HD-Pumpe an der Dekontaminationsanlage) angenommen. Als Aktivitätsfreisetzung wurden 8,1 E9 Bq errechnet.

- Abbau der Isolierungen von Primärkreis Komponenten und -rohrleitungen
Der Abbau erfolgt laut Betreiber erst nach der Dekontamination, um die Strahlenbelastung zu minimieren. Eine nennenswerte Mobilisierung von radioaktiven Aerosolen wird nicht angenommen, da diese nur aus der Raumluft stammen können (keine Leckagen während der Betriebszeit).
- Behandlung radioaktiver Abwässer und kontaminierter fester Abfälle
Die durch Entleeren von Systemen wie Reaktorkühlkreislauf und Hilfssysteme anfallenden Abwässer werden laut Betreiber über die vorhandenen 2 Kühlmittelverdampfer und die Abwässer aus der Gebäudeentwässerung und aus Dekontaminationsprozessen werden über einen Abwasserverdampfer aufbereitet.

Die Konzentrate werden entweder in Tank-Container abgefüllt und abtransportiert oder in mobilen Anlagen getrocknet und in geprüften und zugelassenen Zwischen- bzw. Endlagerbehältern auf der Anlage zwischengelagert.

- Behandlung kontaminierter fester Betriebsabfälle:
 - Kugelharze
Kontaminierte Kugelharze aus der Kühlmittelreinigung, BE-Lagerbeckenreinigung und Kühlmittelaufbereitung werden laut Betreiber aus den Harzsammelbehältern zur Abfüllstation gepumpt, dort in Behälter gefüllt und nachentwässert.

- Filter
Nicht mehr benötigte Schwebstofffilter, Vorfilter, Jodfilter und Aktivkohlefilter werden ausgebaut, gesammelt, in Folien verpackt und zur weiteren Konditionierung abtransportiert.

Verbrauchte Filterkerzen (hinter den Ionenaustauschern) werden mit fernbedienten Vorrichtungen (Filterwechselmaschinen) entfernt und je nach Dosisleistung ggf. in abgeschirmte Gussbehälter verpackt.

- Sonstige gering kontaminierte feste Abfälle und Ausrüstungen:
Sonstige gering kontaminierte feste Abfälle werden gesammelt und zunächst in brennbare und nicht brennbare Abfälle sortiert.

Brennbare Abfälle, wie z. B.:

- Kleidungsstücke
- Papier und Pappe
- Kunststoffe und Gummi

werden in 200 l Fässer verpresst und in einer externen Verbrennungsanlage verbrannt. Die Asche wird wiederum in Fässer verpresst und auf der Anlage zwischengelagert.

Nicht brennbare Abfälle, wie z. B.:

- Metallschrott
- Bauschutt
- mineralisches Isoliermaterial

werden in 180 l Presskartuschen verpresst und ebenfalls auf der Anlage zwischengelagert.

- Abluft aus Räumen mit kontaminierten Medien
Die Abluft aus dem Sicherheitsbehälter wird laut Betreiber über die Abluftanlagen kontinuierlich durch Schwebstoff- und Jodsorptionsfilter geleitet und als Fortluft über den Kamin abgegeben.

Die Abluft aus dem Ringraum und den Räumen des Hilfsanlagengebäudes werden laut Betreiber normalerweise ungefiltert an den Fortluftkamin abgegeben. Bei erhöhter Luftaktivität wird der Abluftstrang durch die Aktivitätsmessstellen automatisch auf die Bedarfsfilteranlage umgeschaltet. Die Bedarfsfilteranlage kann auch von Hand von der Warte zugeschaltet werden. Ein Ausfall dieser Umschaltungen (automatisch und von Hand) führt zu einer Aktivitätsfreisetzung.

4.10.4.3 DWR 3

In der Anlage DWR 3 wird vom Betreiber, wie im DWR 1, das Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung als radiologisch repräsentatives Ereignis betrachtet. Zum freisetzbaren Aktivitätsinventar wird in der Sicherheitsanalyse ausgeführt: „Die Werte des Aktivitätsinventars entsprechen der 95 %-Abdeckung der Jahre 1998 – 2009 und sind damit konservativ abdeckend für den betrachteten Anlagenzustand.“

Die Bewertung des Ereignisses erfolgt vom Betreiber analog zu DWR 1, indem die potentiell freigesetzte Menge Radioaktivität am Störfallplanungswert nach § 49 der Strahlenschutzverordnung (50 mSv für die effektive Dosis) gemessen wird. Demnach bleibt die freigesetzte Menge Radioaktivität um „mindestens zwei Größenordnungen“ unterhalb dieses Wertes.

4.10.5 Zusammenfassende Bewertung der sicherheitstechnisch relevanten Handhabungen

Neben den in den Sicherheitsanalysen diskutierten Ereignissen die im Nachbetrieb, ebenso wie im Leistungsbetrieb auftreten können, gibt es eine Reihe von Tätigkeiten, die für den Nachbetrieb spezifisch sind und ein Potenzial haben, Schutzziele zu gefährden oder zu verletzen. Dies betrifft vor allem die Handhabung der bestrahlten Brennelemente. Dabei kann es zur Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre kommen, wodurch signifikante Mengen an radioaktiven Stoffen im Wesentlichen gasförmig freigesetzt werden können. Als weiterer Mechanismus für die Freisetzung radioaktiver Stoffe wird ein Fehler im Zusammenhang mit der Dekontamination angesehen, bei dem heiße Chemikalie mit einem Aktivitätsinventar von $8,1 \text{ E}9 \text{ Bq}$ austritt. Zusammenfassend wurde von den Betreibern festgestellt, dass in diesen Fällen Schutzziele zwar verletzt werden, die Auswirkungen aber lokal begrenzt bleiben. Das heißt, die zulässigen Grenzwerte für Freisetzungen in die Umgebung werden nicht überschritten. Durch Fehler bei Handhabungen im Nachbetrieb werden somit vor allem die Schutzziele:

- Einschluss der radioaktiven Stoffe und
- Begrenzung der Strahlenexposition

gefährdet oder verletzt.

5 Identifizierung relevanter Fehlermechanismen ausgehend von der Betriebserfahrung

Bei der bisherigen Auswertung der nationalen und internationalen Betriebserfahrungen wurde der Fokus stets auf Schadensphänomene und Fehlermechanismen, die für den Leistungsbetrieb oder den Stillstand während Revision bedeutsam sind, gelegt. Fehlermechanismen, die für die speziellen Zustände der Nachbetriebsphase Bedeutung haben, waren bisher kein Schwerpunkt vertiefter Untersuchungen.

Nach der 13. Änderung des Atomgesetzes als Reaktion auf die Unfälle im japanischen Kernkraftwerk in Fukushima I wurden jedoch 2011 acht deutsche Blöcke endgültig abgeschaltet. Sie befinden sich nun im Nachbetrieb vor Stilllegung. Zusätzlich zu den im Rahmen der 13. Änderung des Atomgesetzes abgeschalteten Anlagen befinden sich neun weitere Anlagen in Stilllegung. Bis zum Jahr 2022 sollen sämtliche deutsche Anlagen abgeschaltet sein.

Deshalb ist es Ziel dieses Arbeitspaketes, aus den Betriebserfahrungen sicherheitstechnisch relevante Fehlermechanismen zu identifizieren, die während der Nachbetriebsphase erhöhte Bedeutung erlangen können, da Systeme, Strukturen und Komponenten anderen Betriebs- und Umgebungsbedingungen ausgesetzt werden, Überwachungen, Prüfungen und andere Instandhaltungsarbeiten anders als zuvor durchgeführt werden, besondere Fahrweisen auftreten können und sich die organisatorischen und personellen Randbedingungen in den Anlagen ändern.

Hierzu werden nationale und internationale Betriebserfahrung (Ereignisse), die in den Datenquellen

- VERA (Datenbank für Deutsche Meldepflichtige Ereignisse)
- ICDE (Datenbank des International Common-cause Data Exchange)
- IRS (Datenbank des International Reporting Systems for Operating Experience der IAEA)

enthalten sind, hinsichtlich ihrer Fehlermechanismen untersucht. Da diese Datenquellen eine Gesamtzahl von etwa 12.000 Ereignissen umfassen, ist eine manuelle Sichtung im Rahmen dieses Projekts nicht realisierbar.

Um den Arbeitsaufwand zu begrenzen, war deswegen geplant, gezielt Ereignisse von Anlagen, die sich bereits im Nachbetrieb oder der Stilllegung befinden, zu untersuchen. Hierzu werden alle Ereignisse der Anlagen, die im Rahmen der 13. Änderung des Atomgesetzes abgeschaltet wurden, sowie der in Deutschland bereits seit längerem in Stilllegung befindlichen Anlagen, gesichtet und untersucht.

In einem zweiten Schritt wurden für die übrigen Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb aller Anlagen Suchkriterien entwickelt, die die Identifizierung von Ereignissen mit besonderer Relevanz für die Nachbetriebsphase erleichtern.

5.1 Deutsche Betriebserfahrung

5.1.1 Ereignisse aus Nachbetrieb und Stilllegung

In deutschen Kernkraftwerken ereigneten sich insgesamt 309 Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen, die sich in der Nachbetriebs- oder Stilllegungsphase befanden (Stand Dezember 2015). 96 Ereignisse ereigneten sich in aktuell bereits in Stilllegung befindlichen Anlagen. 213 Ereignisse ereigneten sich in Anlagen, die im Rahmen des 13. Atomänderungsgesetzes abgeschaltet wurden. In Kapitel 5 wurden für die deutschen Anlagen die Begriffe „Nachbetrieb“ und „Stilllegung“ im engeren Sinne verwendet, d. h. der Nachbetrieb endet und die Stilllegung beginnt mit Erteilung der Stilllegungsgenehmigung.

Es weisen jedoch nicht alle diese Ereignisse einen sicherheitstechnisch relevanten Fehlermechanismus auf, der während der Nachbetriebsphase eine besondere Bedeutung erlangen kann. Deswegen wurden die Ereignisse manuell hinsichtlich einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb ausgewertet und im Folgenden zusammengestellt.

Darüber hinaus wurden die aus diesen Arbeiten gewonnenen Erkenntnisse ebenfalls für die Identifizierung und Charakterisierung geeigneter Suchkriterien einbezogen.

5.1.1.1 Anlagen im Nachbetrieb

Im Rahmen des Atommoratoriums, das im März 2011 aufgrund der Ereignisse in Fukushima erlassen wurde, wurden die acht ältesten Blöcke in Deutschland abgeschaltet (insofern sie nicht aus anderen Gründen bereits abgeschaltet waren) und gin-

gen im Rahmen des „13. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes“ am 6.8.2011 dauerhaft in den Nachbetrieb.

Seither haben sich in den acht Blöcken bereits insgesamt 213 Ereignisse (Stand Dezember 2015), die als sogenannte Nachbetriebsereignisse zu betrachten sind, ereignet. Abbildung 5.1 zeigt die Verteilung der Ereignisse auf die unterschiedlichen Blöcke seit der Abschaltung der Anlagen im März 2011. Darüber hinaus ist bei den Anlagen Biblis B, Brunsbüttel und Krümmel, welche zum Zeitpunkt der Verhängung des Atommoratoriums bereits abgeschaltet waren, zusätzlich hellblau dargestellt, wie viele Ereignisse im Stillstand der Anlage bereits vor März 2011 aufgetreten sind.

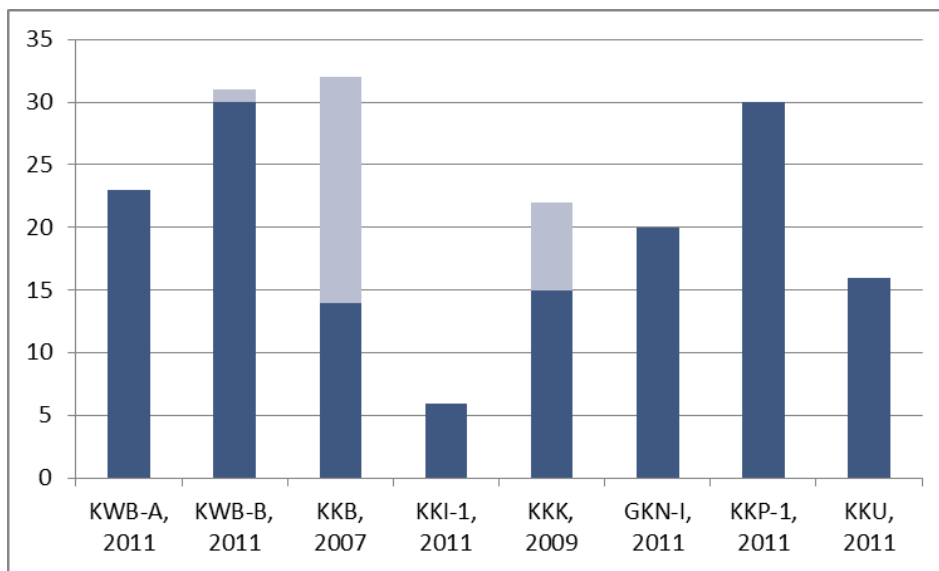


Abb. 5.1 Statistik der Meldepflichtigen Ereignisse in der Nachbetriebsphase der 2011 endgültig abgeschalteten Anlagen

Sämtliche 213 Ereignisse wurden im Rahmen dieses Projektes ausgewertet und auf ihre besondere Relevanz für die Nachbetriebsphase analysiert. Tabelle 5.1 zeigt die Auswertung der entsprechenden Ereignisse bezüglich ihrer Relevanz für den Nachbetrieb. Abbildung 5.2 zeigt graphisch dargestellt die Anzahl der Ereignisse insgesamt, sowie davon hellblau abgesetzt die Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb.

Es hat sich gezeigt, dass 6 Ereignisse eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb aufweisen. Diese Ereignisse werden in Kapitel 5.3.3 vorgestellt.

Tab. 5.1 Auswertung der Ereignisse im Nachbetrieb

Anlage	Im Nachbetrieb seit	Ereignisse gesamt	Ereignisse mit besonderer Relevanz für den Nachbetrieb
KWB-A	18.03.2011	23	2
KWB-B	25.02.2011	31	0
KKB	21.07.2007	32	2
KKI-1	17.03.2011	6	0
KKK	04.07.2009	22	0
GKN-I	16.03.2011	20	0
KKP-1	17.03.2011	30	2
KKU	18.03.2011	16	0

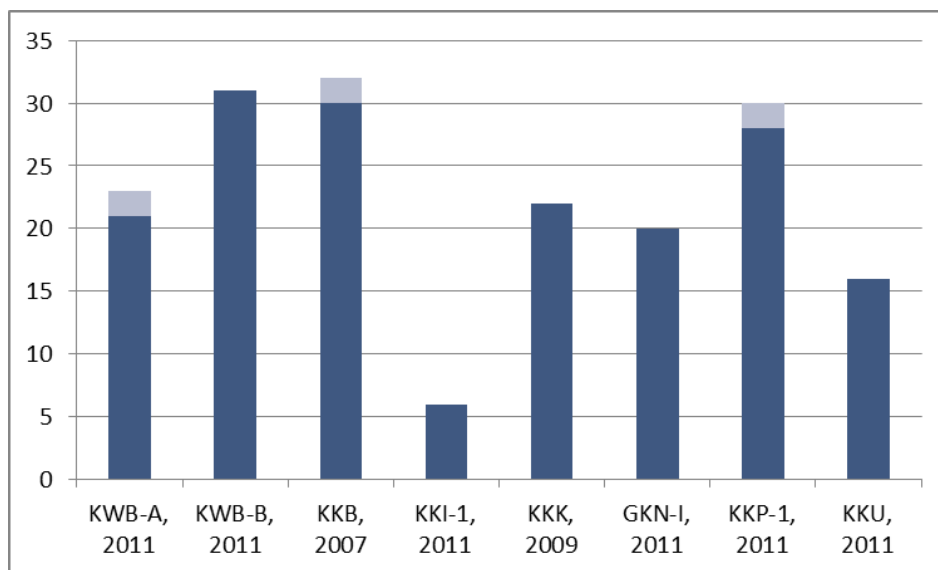


Abb. 5.2 Anzahl der Ereignisse insgesamt, sowie davon hellblau abgesetzt die Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb

5.1.1.2 Anlagen in Stilllegung

Im Folgenden Abschnitt wird die Betriebserfahrung aus bereits stillgelegten Kernkraftwerken betrachtet. Hierfür werden sämtliche Ereignisse vom Jahr der Stilllegung bis zum Ende Dezember 2015 ausgewertet. Es ereigneten sich insgesamt 96 Ereignisse. Abbildung 5.3 zeigt die Verteilung der Ereignisse auf die unterschiedlichen Blöcke. Die

Ereignisse dieser Anlagen aus Zeiträumen, in denen noch eine Erlaubnis zum Leistungsbetrieb vorlag, werden in Kapitel 5.1.3 analysiert.

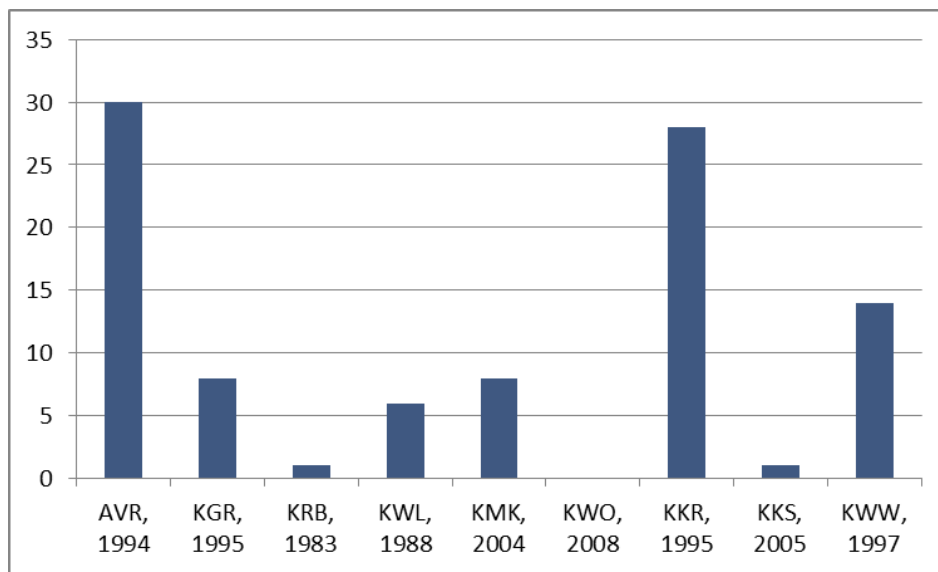


Abb. 5.3 Statistik der Meldepflichtigen Ereignisse in der Stilllegungsphase

Tabelle 5.2 zeigt die Auswertung der entsprechenden Ereignisse bezüglich ihrer Relevanz für den Nachbetrieb. Abbildung 5.4 zeigt graphisch dargestellt die Anzahl der Ereignisse insgesamt, sowie davon abgesetzt die Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb.

Tab. 5.2 Auswertung der Ereignisse in Stilllegung

Anlage	Jahr der Stilllegung	Ereignisse gesamt	Ereignisse mit besonderer Relevanz für den Nachbetrieb
AVR	1994	32	0
KGR (1-5)	1995	9	0
KRB-A	1983	1	0
KWL	1988	6	0
KMK	2004	11	1
KWO	2008	0	0
KKR	1995	30	1
KKS	2005	5	4
KWW	1997	14	0

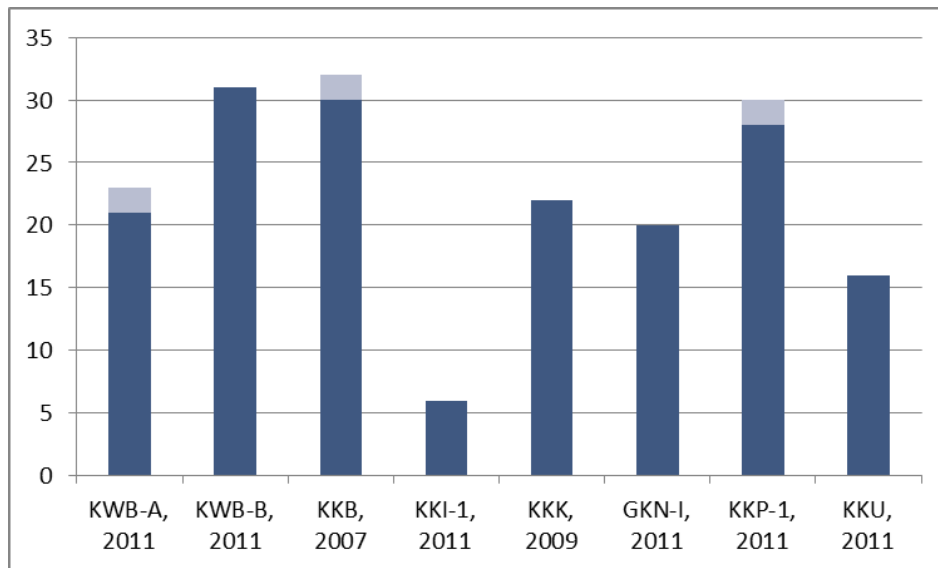


Abb. 5.4 Anzahl der Ereignisse insgesamt, sowie davon hellblau abgesetzt die Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb

Es hat sich gezeigt, dass 6 Ereignisse eine besondere Relevanz für die Nachbetriebsphase aufweisen. Diese Ereignisse werden in Kapitel 5.3.2 vorgestellt.

5.1.2 Ermittlung der Suchkriterien für Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb

Im Rahmen dieses Abschnitts ist die Identifizierung und Zusammenstellung nachbetriebsrelevanter Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb durchgeführt worden. Hierzu wurden zunächst Suchkriterien entwickelt, die die Identifizierung der Ereignisse mit besonderer Relevanz für die Nachbetriebsphase erleichtern.

Die Festlegung der Charakteristika kann zum Beispiel über die Definition der Relevanz für die Nachbetriebsphase geschehen. Hier werden gemäß des Angebots solche Ereignisse aus der Betriebserfahrungen als sicherheitstechnisch relevant identifiziert, „... die während der Nachbetriebsphase erhöhte Bedeutung erlangen können, **da Systeme, Strukturen und Komponenten anderen Betriebs- und Umgebungsbedingungen ausgesetzt werden, Überwachungen, Prüfungen und andere Instandhaltungsarbeiten anders als zuvor durchgeführt werden, besondere Fahrweisen auftreten können und sich die organisatorischen und personellen Randbedingungen in den Anlagen ändern.**“ Diese Definition ist jedoch sehr allgemein gehalten und muss im Rahmen des Projektes verifiziert werden. Deswegen ist eine Definition der Charakteristika von Ereignissen mit Relevanz für die Nachbetriebsphase auf Basis ei-

ner Untersuchung und Auswertung von Ereignissen mit einer besonderen Relevanz für die Nachbetriebsphase unerlässlich.

Folglich wurde an einer Teilmenge sämtlicher Ereignisse eine umfangreiche, manuelle Suche durchgeführt. Auf Basis der hierbei identifizierten Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb wurde anschließend die Definition der Charakteristika vorgenommen (siehe Abschnitt 5.1.2.1). Als Teilmenge wurden 900 Ereignisse einer DWR-Doppelblockanlage stellvertretend analysiert.

Anschließend wurden aus den identifizierten Charakteristika zwei verschiedene Ansätze für die Suche entwickelt. Zum einen wurde der Versuch unternommen diejenigen Ereignisse, mit einer besonderen Relevanz für die Nachbetriebsphase, über eine Volltextsuche zu finden, zum anderen wurde die Möglichkeit der Suche über die Codierung der Datenbank VERA diskutiert. Diese beiden Ansätze wurden schlussendlich an 496 Ereignissen einer SWR-Anlage verifiziert.

5.1.2.1 Charakterisierung der Ereignisse mit sicherheitstechnischer Bedeutung für die Nachbetriebsphase

Die Betriebs- und Umgebungsbedingungen eines Kernkraftwerks in der Nachbetriebsphase unterscheiden sich signifikant von denen eines Kraftwerkes im Leistungsbetrieb. Primäre Unterschiede sind die langen Stillstandszeiten der meisten Komponenten, sowie die in der unmittelbaren Umgebung stattfindenden Um- und Rückbauarbeiten. Diese beiden Aspekte haben Einfluss auf die unterschiedlichsten Bereiche des Kraftwerksbetriebs. Lange Stillstandzeiten können zum Beispiel zu unbekanntem Korrosionseffekten, dem Festsetzen von Komponenten oder auch mikrobiologischen Einflüssen führen. Finden bereits Um- oder Abrissarbeiten oder auch Dekontaminationen im Kraftwerk statt, sind zum einen diese Arbeiten aufgrund von zum Beispiel mechanischen Einwirkungen oder Fremdkörpereintrag selbst ein potentieller Fehlermechanismus, zum anderen können die Arbeiten auch zu unkalkulierbaren Umgebungsbedingungen führen. So können Veränderungen an Systemen zum Beispiel zu veränderten Strömungen, aber auch weiteren abweichenden oder gar korrosiven Bedingungen, führen, die potentielle Fehlermechanismen darstellen. Diese Bedingungen können zum Teil sogar auslegungswertüberschreitend sein, und es sollte auch bedacht werden, dass Veränderungen an einem System auch Auswirkungen über dieses System hinaus haben können. Nach Veränderungen können unerwartete Wechselwirkungen zwischen Systemen oder sogar verschiedenen Kraftwerksblöcken auftreten. Dieser Effekt ist insbesondere dann sicherheitstechnisch relevant, wenn sich Nachbarblöcke noch im Leistungsbetrieb befinden.

Darüber hinaus können Probleme bei der Reparatur, Prüfung oder anderen Instandhaltungsarbeiten, sowie der Ersatzteilbeschaffung einiger Komponenten auftreten, da die Herstellerfirmen ganze Produktreihen aus der Produktion nehmen. Dies kann sowohl zum Ersatzteilmangel, aber auch zu Problemen bei der Ursachenfindung nach Ereignissen führen. Aufgrund des Ersatzteilmangels oder auch dem verzögerten Abtransport der Brennelemente kann es bei Komponenten zu einer Überschreitung der ausgelegten Lebensdauer kommen. Alterungseffekte wie Verschmutzung oder Versprödung können dann eine besondere Relevanz erlangen. Aber auch eine mehrjährige Lagerung von Ersatzteilen kann problematisch sein.

Außerdem seien die Potentiale für Fehlermechanismen aufgrund von Missverständnissen im Bereich der organisatorischen Randbedingungen, d.h. z. B. in Änderungsanträgen und neuen Genehmigungen, sowie die Änderungen der Prüfvorschriften genannt.

Veränderte personelle Gegebenheiten haben Auswirkungen primär auf Erfahrung und Fachkunde des Personals.

Zusammenfassend hat die Auswertung sämtlicher Ereignisse aus der DWR-Doppelblockanlage ergeben, dass Ereignisse aus der Betriebserfahrung, die potentiell sicherheitstechnisch relevanten Fehlermechanismen haben, die während der Nachbetriebsphase eine besondere Bedeutung erlangen können, anhand der folgenden Thematiken charakterisiert werden:

- Außerbetriebnahme
 - Ersatzteilmangel
 - Einstellung der Produktion
 - unerfahrenes, ungeschultes oder demotiviertes Personal
- Umbau- oder Abrissarbeiten, Änderungen
 - Gewalteinwirkung von außen
 - Fremdkörpereintrag
- Stillstandzeiten
- Überschreitung der Lebensdauer
 - Korrosion
 - Materialermüdung
- Veränderungen von Systemen
 - geänderte Betriebs- und Umgebungsbedingungen
 - implizite Fehler oder mittelbare Fehlerübertragung
 - veränderte Genehmigungen oder Prüfvorschriften
- Kommunikationsprobleme
- organisatorische Probleme

5.1.2.2 Suche auf Basis einer Volltextsuche

Im Rahmen dieses Abschnittes wurde nun auf Basis der oben genannten Erkenntnisse die Suche nach Ereignissen aus der Betriebserfahrung, die einen potentiell sicherheitstechnisch relevanten Fehlermechanismus mit besonderer Relevanz für die Nachbetriebsphase aufweisen, über eine Volltextsuche diskutiert.

5.1.2.2.1 Relevante Begriffe für die Volltextsuche

Die Begriffe der Volltextsuche basieren auf der Charakterisierung der relevanten Ereignisse aus Kapitel 5.1.2.1. Die identifizierten Charakteristika dienen hierbei als Grundlage für die Identifizierung von geeigneten Suchbegriffen für die Volltextsuche.

Eine eingehende Analyse der Ereignisse hat gezeigt, dass die unten aufgeführten Begriffe wiederkehrende Anlagenzustände und Begebenheiten in Ereignissen mit Relevanz für die Nachbetriebsphase zusammenfassen:

- Stillstand, Stillstandzeiten, Wartung, Revision
- Anfahren, Abfahren, Herunterfahren, Kaltfahren
- Umbau, Umbauarbeiten, Umbaumaßnahmen, Umfunktionierung
- Änderung, Änderungsantrag, Änderungsarbeiten, Änderungsmaßnahmen
- Abriss, Abrissarbeiten, Abrissmaßnahmen
- Rückbau, Rückbaumaßnahmen
- Betriebsbedingungen, Umgebungsbedingungen
- Korrosion, Erosion, Materialermüdung
- Lebensdauer, Ersatzteil, Ersatzteilmangel
- Genehmigung, Genehmigungsverfahren, Prüfvorschrift
- Personal, Leitung, Management, Missverständnis, Anweisung

Eine Volltextsuche auf Basis dieser Begriffe liefert jedoch überwiegend unpräzise Ergebnisse. Deswegen wurden diese Begriffe für die Volltextsuche auf Basis der Analyse relevanter Ereignisse weiter eingeschränkt. Eine eingehende quantitative Analyse der relevanten Ereignisse aus der DWR-Doppelblockanlage wurde durchgeführt. Hierbei

zeigte sich, dass einige Begriffe in der Datenbank Vera kaum Einträge und nicht ein relevantes Ereignis liefern. Andere Begriffe schränken die Auswahl der Ereignisse kaum ein.

Die weiterführende Analyse hat ergeben, dass folgende Begriffe für die Volltextsuche das größte Potential für ein möglichst vollständiges und dennoch separierendes Ergebnis liefern:

- Stillstand
- Änderungen
- Korrosion

5.1.2.2.2 Validierung der Begriffe für die Volltextsuche

Um die Eignung der erarbeiteten Begriffe für die Volltextsuche zu validieren, wurden die Begriffe in einem nächsten Schritt dazu verwendet gezielt Ereignisse zu suchen. Bei der gezielten Suche in der Datenbank VERA wurden die Begriffe so in die Volltextsuche integriert, dass sie sowohl am Wortanfang, als auch am Wortende für sämtliche Variationen freigegeben sind. Die Suche wurde in den 496 Ereignissen (Stand Dezember 2015) einer SWR-Anlage durchgeführt. Anschließend wurden die gefundenen Ereignisse mit einer eingehenden manuellen Analyse dieser Ereignisse verglichen.

Die manuelle Auswertung der Ereignisse hinsichtlich ihrer Relevanz für die Nachbetriebsphase lieferte ein Ergebnis von 17 Ereignissen (Stand Dezember 2015). Eine entsprechende Suche mit Hilfe der definierten Begriffe für die Volltextsuche ergibt die in Tabelle 5.3 aufgeführten Ergebnisse.

Die Validierung der Begriffe für die Volltextsuche zeigt, dass zwar eine Einschränkung der Ereignisse möglich ist, relevante Ereignisse jedoch nicht vollständig gefunden werden. Die einzelnen Begriffe können die Anzahl der Ereignisse zwar auf bis zu 12 % (das heißt 61 von 496) einschränken, dies bedeutet jedoch auch, dass je nach Begriff bis zu 58 % (das heißt 10 von 17) der relevanten Ereignisse nicht gefunden werden. Sogar die ODER-Verknüpfung der Suchbegriffe findet 12 % (das heißt 2 von 17) der relevanten Ereignisse nicht und liefert lediglich noch eine Einschränkung der Ereignisse auf 37 % (das heißt 181 von 496). Die Selektivität der Volltextsuche nimmt somit mit zunehmender Vollständigkeit drastisch ab, so dass sich der Aufwand immer weniger von einer vollständigen manuellen Sichtung unterscheidet.

Tab. 5.3 Validierung der Begriffe der Volltextsuche anhand der Auswertung der deutschen SWR-Anlage

Begriff	Anzahl der über die Volltextsuche gefundenen Ereignisse	Anzahl der über die Volltextsuche gefundenen nachbetriebsrelevanten Ereignisse (von 17)
Stillstand	93	11
Änderung	74	8
Korrosion	61	7
ODER-Verknüpfung der Begriffe	181	15

Somit lässt sich für die Suche auf Basis der Volltextsuche mit den identifizierten Begriffen zusammenfassen, dass eine Volltextsuche nicht ideal ist, sofern man eine vollständige Erfassung sämtlicher nachbetriebsrelevanter Phänomene anstrebt. Insbesondere aufgrund der Unvollständigkeit der Suchergebnisse und der vorgreifenden Selektion kann die Volltextsuche eine manuelle Sichtung der Ereignisse nicht ersetzen.

Deswegen wurde die Umsetzung einer anderweitigen Methode zur gezielten Suche relevanter Ereignisse untersucht.

5.1.2.3 Suche auf Basis der Codierung

Die Suche nach relevanten Ereignissen über die Codierung basiert auf der in der Datenbank Vera erfassten Codierung der einzelnen Ereignisse. Grundsätzlich besteht die Möglichkeit die oben definierten Charakteristika der Ereignisse mit Relevanz für die Nachbetriebsphase gezielt über die Codierung zu suchen.

5.1.2.3.1 Relevante Codierungen

Im Folgenden werden nun die Codierungen, die ein Potential für eine besondere Relevanz für die Nachbetriebsphase bergen, aufgelistet und erläutert. Hierzu werden die Diskussionspunkte aus Kapitel 5.1.2.1 herangezogen. Im Rahmen dieser Diskussion wurden insbesondere lange Stillstandzeiten und deren Auswirkungen, sowie stattfindende Um- und Rückbauarbeiten aufgeführt. Diese Aspekte finden sich in der Codierung unter den aufgeführten Punkten wieder. Leider erfasst die Codierung keine Ereignisse, bei denen zwar der Stillstand ein wesentlicher Aspekt des Fehlermechanismus ist, die Anlage zum Zeitpunkt des Ereignisses jedoch bereits wieder in Betrieb war.

Stillstand:

- 02.02. Stillstand
- 03.01. Systemstillstand
- 04.01. Komponente in Stillstand

Alterungseffekte:

- 13 Schaden mit Alterungsrelevanz

Auswirkungen des Stillstands und der Alterung:

- Komponente:
 - 06.01.01.11 Ausfall der Dichthaltefunktion
 - 06.01.01.12 Ausfall der Dichthalte- und Druckhaltefunktion
 - 06.01.01.16 Mechanische Kenndaten-Drift von Funktionsparametern
 - 06.01.02.10 Elektrische Kenndaten-Drift von Funktionsparametern
- Betriebsmittel:
 - 06.02.01.11 Ausfall der Dichthaltefunktion
 - 06.02.01.12 Ausfall der Dichthalte- und Druckhaltefunktion
 - 06.02.01.16 Mechanische Kenndaten-Drift von Funktionsparametern
 - 06.02.02.10 Elektrische Kenndaten-Drift von Funktionsparametern

- Ursache:
 - 07.03.01. Lagerung
 - 07.02.01.03. Ermüdung
 - 07.02.01.04. Korrosion
 - 07.02.01.05. Veränderung von Werkstoffen
 - 07.02.01.06. Veränderung von Betriebsstoffen
 - 07.02.01.11. Verschmutzung

Um- und Rückbauarbeiten:

- Ursache:
 - 07.01.03. Errichtung/Einbau
 - 07.02.01.10 Unverträglichkeit alte/neue Technik
 - 07.02.03.02 Instandhaltung
 - 07.02.03.03 Revision/Brennelemente-Wechsel

Auch Ereignisse bei denen veränderte Anlagenzustände und Umgebungsbedingungen als Ursache identifiziert werden können, stellen ein Potential für eine besondere Relevanz für die Nachbetriebsphase dar. Insbesondere im Falle von auslegungsüberschreitenden Bedingungen lassen sich solche Ereignisse über die Codierung suchen. Auch Ereignisse bei denen ein Bezug zu Fehlermechanismen bedingt durch Missverständnisse, organisatorische Randbedingungen, und Personalinvolvierung besteht lassen sich teilweise über die Codierung identifizieren.

Auslegungsüberschreitung:

- 07.02.01. Nicht anforderungsgerechte Auslegung

Missverständnisse, Personal:

- 07.02.02.01 Fehler bei Durchführung/Ausführung
- 07.02.02.03 Fehler bei Anwendung von Vorschriften/Anweisungen

Verursacher:

- 08.01 Fremdpersonal

Weiterhin können keine der übrigen in Kapitel 5.1.2.1 diskutierten Aspekte gezielt über die Codierung der Ereignisse gesucht werden.

Da diese Zusammenstellung relevanter Codierungen jedoch noch zu umfangreich ist, und entsprechend sehr unpräzise und umfangreiche Resultate liefert, wurde eine konkrete Auswertung der Codierungen von Ereignissen mit besonderer Relevanz für den Nachbetrieb, die im Rahmen der manuellen Sichtung als besonders relevant identifiziert wurden, ergänzt. Hierzu wurde erneut die Analyse der 900 (Stand Dezember 2015) nachbetriebsrelevanten Ereignisse aus der deutschen DWR-Doppelblockanlage herangezogen und die Codierungen dieser Ereignisse ausgewertet. Es wurden alle Codierungsgruppen dahingehend untersucht, ob sie ein mögliches Charakteristikum zur Identifizierung von Ereignissen mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb aufweisen. Es konnten die folgenden Punkte erarbeitet werden:

1. Systemzuordnung von Komponente/Betriebsmittel

Bereits in Kapitel 5.1.2.1 wurde erläutert, dass es Systeme gibt, die eine besondere, sicherheitstechnische Bedeutung für die Nachbetriebsphase haben. Eine konkrete Analyse einer Untermenge sämtlicher Ereignisse hat jedoch gezeigt, dass auch in Systemen, die in der Nachbetriebsphase von geringer Relevanz oder gar freigeschaltet sind, in der Betriebserfahrung relevante Fehlermechanismen aufzeigen können. Eine Suche nach Codierungen im Bereich der Systemzuordnung ist somit nur von geringem Nutzen.

2. Betriebszustand der Anlage vor Ereigniseintritt

Die Analyse der relevanten Ereignisse hat ergeben, dass in einem Großteil der Fälle Anlagenstillstände oder besondere Anlagenzustände wie z. B. An- und Abfahren oder auch Streckbetrieb codiert sind. Eine entsprechende Codierung:

- 02.01.03 Betriebsart oder
- 02.02. Stillstand

ist somit geeignet, um gezielt über die Codierung nach relevanten Ereignissen zu suchen.

3. Betriebszustand des Systems vor Ereigniseintritt
Analog zu Punkt zwei ist auch hier eine Codierung

- 03.01. Systemstillstand

geeignet, um nach relevanten Ereignissen zu suchen.

4. Betriebszustand der Komponente vor Ereigniseintritt
Analog zu Punkt zwei ist auch hier eine Codierung

- 04.01. Komponente in Stillstand

geeignet, um nach relevanten Ereignissen zu suchen.

5. Schädigungsgrad der kleinsten Betrachtungseinheit
Der Schädigungsgrad steht in keinem unmittelbaren Zusammenhang zum Zustand der Anlage. Eine Unterscheidung zwischen dem regulären Leistungsbetrieb und der Nachbetriebsphase ist über den Schädigungsgrad nicht möglich. Diese Codierung gibt somit keinen erkennbaren Aufschluss über die Relevanz der Ereignisse.

6. Ausfallart der geforderten Funktion der Betrachtungseinheit
Die Ausfallart der geforderten Funktion steht in keinem unmittelbaren Zusammenhang zum Zustand der Anlage. Eine Unterscheidung zwischen dem regulären Leistungsbetrieb und der Nachbetriebsphase ist über die Ausfallart nicht möglich. Diese Codierung gibt somit keinen erkennbaren Aufschluss über die Relevanz.

7. Ereignisursache
Bei der Ereignisursache gibt es geringfügige Häufungen von Ursachen mit Bezug zu nicht anforderungsgerechter Auslegung, fehlerhaften Maßnahmen oder Korrosion. Diese drei Aspekte haben sich bereits in der Diskussion in Kapitel 5.1.2.1 als besonders relevant herausgestellt. Zwar können sie eine Suche nicht vollständig abdecken, eine Codierung entsprechend:

- 07.01.01 nicht anforderungsgerechte Auslegung
- 07.02.01.04 Korrosion oder
- 07.02.02 Tätigkeitsbedingte Ursache

ist jedoch geeignet, um gezielt über die Codierung nach nachbetriebsrelevanten Ereignissen zu suchen.

8. Verursacher

Die Auswertung der Ereignisse hat gezeigt, dass hier gehäuft Fremdpersonal als Verursacher identifiziert werden konnte. Darüber hinaus ist ebenfalls gehäuft festzustellen, dass der Verursacher unbekannt ist, oder nicht festgestellt werden konnte. Eine identische Häufung zeigt sich jedoch nicht nur bei Ereignissen mit einer Relevanz für die Nachbetriebsphase, sondern auch bei Ereignissen aus dem regulären Leistungsbetrieb. Somit gibt diese Codierung keinen Aufschluss über die Relevanz.

9. Ereigniserkennung

Die Ereigniserkennung steht in keinem unmittelbaren Zusammenhang zum Zustand der Anlage. Eine Unterscheidung zwischen dem regulären Leistungsbetrieb und der Nachbetriebsphase ist über die Ereigniserkennung nicht möglich. Diese Codierung gibt somit keinen erkennbaren Aufschluss über die Relevanz.

10. Ereignisausfallart

Die Ereignisausfallart steht in keinem unmittelbaren Zusammenhang zum Zustand der Anlage. Eine Unterscheidung zwischen dem regulären Leistungsbetrieb und der Nachbetriebsphase ist über die Ereignisausfallart nicht möglich. Diese Codierung gibt somit keinen erkennbaren Aufschluss über die Relevanz.

11. Konstruktive Merkmale und Werkstoffe der verursachenden druckführenden Teile

Im Rahmen der Auswertung der Ereignisse konnte festgestellt werden, dass in nachbetriebsrelevanten Ereignissen überwiegend nicht druckführende Teile codiert sind. Dies lässt sich wahrscheinlich mit dem Anlagenzustand begründen, da die Anlage in der Nachbetriebsphase überwiegend drucklos ist. Dennoch zeigt sich auch im regulären Leistungsbetrieb eine Häufung der Codierung nicht druckführender Teile. Eine Beurteilung der Relevanz auf Basis dieser Codierung ist somit fraglich.

12. Übertritt von Medien

Der Übertritt von Medien steht in keinem unmittelbaren Zusammenhang zum Zustand der Anlage. Eine Unterscheidung zwischen dem regulären Leistungsbetrieb und der Nachbetriebsphase ist über den Übertritt von Medien nicht möglich. Diese Codierung gibt somit keinen erkennbaren Aufschluss über die Relevanz.

13. Schaden mit Alterungsrelevanz

Im Rahmen der Diskussion in Kapitel 5.1.2.1 hat sich gezeigt, dass Alterungseffekte eine gewisse Relevanz für die Nachbetriebsphase vorweisen. In der Codierung

findet sich jedoch keine signifikante Häufung für Schäden mit Alterungsrelevanz. Eine Suche nach dieser Codierung ist somit nicht zielführend.

14. Ereignisauswirkungen

Dieser Aspekt ist bei den relevanten Ereignissen so gut wie nie codiert. Jedoch stellt man auch bei Ereignissen aus dem regulären Leistungsbetrieb fest, dass die Ereignisauswirkungen sehr häufig nicht codiert sind. Eine eindeutige Zuordnung dieser Codierung zu Ereignissen mit Relevanz für die Nachbetriebsphase ist somit nicht möglich.

15. Maßnahmen nach aufgetretenem Ereignis

Bei der Untersuchung der relevanten Ereignisse konnte festgestellt werden, dass die Überarbeitung von Prüfinhalten, sowie generelle organisatorische oder personelle Maßnahmen gehäuft als Maßnahme nach dem Ereignis ergriffen werden. Dieser Aspekt wurde bereits in Kapitel 5.1.2.1 eingehend diskutiert und als relevant befunden. Die Codierung:

- 15.02.02 Organisatorische/Personelle Maßnahme(n)

ist somit geeignet, um gezielt über die Codierung nach relevanten Ereignissen zu suchen.

16. Schutzziele und Schutzmaßnahmen

Die Art der betroffenen Schutzziele oder auch die notwendigen Maßnahmen zur Einhaltung der Schutzziele sind im Rahmen der vorgegebenen Codierungen nicht spezifisch für die Nachbetriebsphase. Eine Unterscheidung zwischen dem regulären Leistungsbetrieb und der Nachbetriebsphase ist über die Schutzziele und Schutzmaßnahmen nicht möglich. Diese Codierung gibt somit keinen erkennbaren Aufschluss über die Relevanz.

17. Betroffene Sicherheitsebene(n)

Die betroffene Sicherheitsebene steht in keinem unmittelbaren Zusammenhang zum Zustand der Anlage. Eine Unterscheidung zwischen dem regulären Leistungsbetrieb und der Nachbetriebsphase ist über die betroffene Sicherheitsebene nicht möglich. Diese Codierung gibt somit keinen erkennbaren Aufschluss über die Relevanz.

18. Ereignisklassifizierung nach KTA-Konzept

Sowohl bei Ereignissen aus dem regulären Leistungsbetrieb, als auch bei solchen aus der Nachbetriebsphase, ist für diesen Aspekt üblicherweise der Zustand des

Normalbetriebs codiert. Eine Unterscheidung zwischen dem regulären Leistungsbetrieb und der Nachbetriebsphase ist über die Ereignisklassifizierung nicht möglich. Diese Codierung gibt somit keinen erkennbaren Aufschluss über die Relevanz.

19. Precursor

Diese Codierung ist für die Betrachtung der Relevanz für die Nachbetriebsphase irrelevant.

Zusammenfassend lässt sich festhalten, dass auf Basis der Auswertung der Codierung relevanter Ereignisse lediglich folgende Codierungen:

- 02.01.03.02 Anfahren
- 02.01.03.03 Abfahren
- 02.01.03.05 Streckbetrieb
- 02.02. Stillstand
- 03.01. Systemstillstand
- 04.01. Komponente in Stillstand
- 07.01.01 Nicht anforderungsgerechte Auslegung
- 07.02.01.04 Korrosion
- 07.02.02 Tätigkeitsbedingte Ursache
- 15.02.02 Organisatorische/Personelle Maßnahme(n)

potenziell geeignet sind, Ereignisse mit besonderer Relevanz für die Nachbetriebsphase zu identifizieren.

5.1.2.3.2 Validierung und Diskussion

Um die Eignung der erarbeiteten Codierung zu validieren, wurde die Codierung in einem nächsten Schritt dazu verwendet, Ereignisse gezielt zu suchen. Die Suche wurde in den 496 Ereignissen (Stand Dezember 2015) einer SWR-Anlage durchgeführt. Anschließend wurden die gefundenen Ereignisse mit einer eingehenden manuellen Analyse dieser Ereignisse verglichen.

Die manuelle Auswertung der Ereignisse hinsichtlich ihrer Relevanz für die Nachbetriebsphase lieferte ein Ergebnis von 17 Ereignissen (Stand Dezember 2015). Eine entsprechende Suche mit Hilfe der definierten Begriffe für die Volltextsuche ergibt die in Tabelle 5.4 aufgeführten Ergebnisse.

In der Betrachtung der Erfolge der Suche auf Basis der einzelnen Codierungen wird schnell deutlich, dass keine der entsprechenden Suchen befriedigende Resultate liefert. Es werden bei den Suchen teilweise sehr geringe Einschränkungen bei einer geringen Anzahl von maximal fünf relevanten Ereignissen gefunden.

Die Suche nach relevanten Ereignissen auf Basis der Codierung ist darüber hinaus ebenfalls wegen der fehlenden Codierung einer Vielzahl von Ereignissen ungeeignet. Insbesondere ältere Ereignisse (vor 1990) und aktuelle Ereignisse sind häufig nicht codiert. Die Liste der relevanten Ereignisse aus der herangezogenen SWR-Anlage enthält insgesamt 8 (von 17) nicht codierte Ereignisse, die somit folglich über eine Codierung auch nicht gefunden werden können.

Tab. 5.4 Validierung der Codierung anhand der Auswertung der deutschen SWR-Anlage

Codierung	Anzahl der über die Codierung gefundenen Ereignisse	Anzahl der über die Codierung gefundenen nachbetriebsrelevanten Ereignisse [von 17]
02.01.03.02	8	1
02.01.03.03	0	0
02.01.03.05	0	0
02.02	116	5
03.01	79	2
04.01	44	2
07.01.01	26	2
07.02.01.04	24	1
07.02.02	65	3
15.02.02	48	3
ODER-Verknüpfung der Codierungen zum Anlagenzustand	124	6
ODER-Verknüpfung der Codierungen zu Ursache und Maßnahmen	124	7
ODER-Verknüpfung aller Codierungen	224	9

Zusammenfassend lässt sich festhalten, dass die Durchführung der Analyse ergeben hat, dass eine Suche über die Codierung nicht zielführend ist, weil viele Ereignisse nicht codiert sind und sich darüber hinaus in der Verifizierung gezeigt hat, dass die Selektivität der Methode gering ist.

5.1.2.4 Diskussion der Suchkriterien

In den Abschnitten 5.1.2.2 und 5.1.2.3 wurden zwei verschiedene Möglichkeiten für die gezielte Suche nach Ereignissen mit Relevanz für die Nachbetriebsphase vorgestellt und diskutiert. Es hat sich gezeigt, dass eine Volltextsuche bei einer Verwendung einzelner Suchbegriffe zu einer starken Einschränkung der gefundenen relevanten Ereignisse führt, jedoch selbst bei Verwendung mehrerer Suchbegriffe die relevanten Ergebnisse nicht vollständig gefunden werden, und lediglich eine geringe Selektivität erzielt werden kann. Auch eine Suche über die Codierung ist für die Identifizierung von nachbetriebsrelevanten Ereignissen wenig zielführend, da sie neben einer ebenfalls schlechten Selektion noch die Problematik von unvollständigen Codierungen aufweist.

Außerdem bleibt zu bedenken, dass eine Suche basierend auf der Codierung oder auch einer Volltextsuche grundsätzlich eine vorgehende Selektion bedeutet. Der Festlegung der Suchkriterien liegen Vorkenntnisse und Erwartungen zu Grunde, die eine Identifizierung von unerwarteten Ereignissen und ihren Fehlermechanismen ausschließen. Insbesondere unerwartete Fehlermechanismen sind jedoch von besonderer Relevanz für einen dauerhaft sicherheitsgerichteten Betrieb der Anlagen in der Nachbetriebsphase.

Es kann somit festgehalten werden, dass die Definierung von Suchkriterien zur Vereinfachung einer Suche nach Ereignissen mit einer besonderen Relevanz für die Nachbetriebsphase keine abdeckenden Ergebnisse liefern kann. Die bisherigen Untersuchungen und Auswertungen haben gezeigt, dass eine manuelle Sichtung der Ereignisse unumgänglich ist. Lediglich eine gezielte Auswertung jedes einzelnen Ereignisses hinsichtlich seiner Relevanz für die Nachbetriebsphase kann eine umfängliche Identifizierung von Fehlermechanismen sicherstellen.

Eine manuelle Sichtung sämtlicher Ereignisse ist jedoch im aktuellen Vorhabensumfang nicht vorgesehen. Deswegen soll im Rahmen dieses Vorhabens eine Methode zur Selektion angewendet werden, die potentielle Ereignisse möglichst einschränkt, und dennoch möglichst viele Ereignisse mit besonderer Relevanz für den Nachbetrieb identifiziert. So kann ein Überblick über konkrete Beispiele für nachbetriebsrelevante Ereignisse geben werden. Es muss jedoch berücksichtigt werden, dass dieser Überblick in keinem Fall als repräsentativ oder gar vollständig interpretiert werden kann.

5.1.2.5 Selektion der Ereignisse

Um einen Überblick über konkrete Beispiele für nachbetriebsrelevante Ereignisse zu geben, wird eine Selektion eingeführt, die die potentiellen Ereignisse möglichst einschränkt und somit den Aufwand einer manuellen Suche minimiert. Um eine geeignete Selektion zu identifizieren, werden erneut die Validierungen aus den Abschnitten 5.1.2.2 und 5.1.2.3 herangezogen und hinsichtlich ihrer Trefferquote analysiert. Die Trefferquote wird hierbei definiert als:

$$T = \left(\frac{R}{P} \right) \quad (5.1)$$

Die Trefferquote (T) berücksichtigt somit neben den über die Suche gefundenen relevanten Ereignissen (R) die gefundenen potentiellen nachbetriebsrelevanten Ereignisse (P). Auf diese Weise wird eine deutliche Reduzierung der manuell zu bewertenden Ereignisse bei einer möglichst hohen Relevanz der gefundenen Ereignisse erreicht.

Tab. 5.5 und Tab. 5.6 zeigen die entsprechende Auswertung der Suchen auf Basis einer Volltextsuche bzw. der Codierung. Hierbei zeigt sich deutlich, dass eine Selektion der Ereignisse über eine Volltextsuche besser geeignet ist. Jeder dieser Begriffe erzielt jedoch bei einer entsprechenden Suche in der Datenbank VERA eine zu hohe Anzahl von potentiellen Ereignissen.

Tab. 5.5 Auswertung der Suche auf Basis einer Volltextsuche und Bestimmung der Trefferquote

Begriff	Anzahl der über die Volltextsuche gefundenen Ereignisse [P]	Anzahl der über die Volltextsuche gefundenen nachbetriebsrelevanten Ereignisse [R]	Trefferquote hinsichtlich der selektierten Ereignisse $T = \left(\frac{R}{P} \right)$
Stillstand	93	11	0,12
Änderung	74	8	0,11
Korrosion	61	7	0,12
ODER-Verknüpfung der Begriffe	181	15	0,08
UND-Verknüpfung „Stillstand“ und „Änderung“	31	5	0,16

Tab. 5.6 Auswertung der Suche auf Basis der Codierung und Bestimmung der Trefferquote

Codierung	Anzahl der über die Codierung gefundenen Ereignisse [P]	Anzahl der über die Codierung gefundenen nachbetriebsrelevanten Ereignisse [R]	Trefferquote hinsichtlich der selektierten Ereignisse $T = \left(\frac{R}{P}\right)$
02.01.03.02	8	1	0,12
02.01.03.03	0	0	0
02.01.03.05	0	0	0
02.02	116	5	0,04
03.01	79	2	0,03
04.01	44	2	0,05
07.01.01	26	2	0,08
07.02.01.04	24	1	0,04
07.02.02	65	3	0,05
15.02.02	48	3	0,06
ODER-Verknüpfung der Codierungen zum Anlagenzustand	124	6	0,05
ODER-Verknüpfung der Codierungen zu Ursache und Maßnahmen	124	7	0,06
ODER-Verknüpfung aller Codierungen	224	9	0,04

5.1.3 Auswertung der deutschen Betriebserfahrung von Anlagen im Leistungsbetrieb

Im Rahmen dieses Abschnittes werden die Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb (Stand: Dezember 2015) hinsichtlich einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb ausgewertet. Wie in Kapitel 5.1.2.5 erläutert werden die Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb hierbei über eine Volltextsuche vorselektiert. Als Suchkriterium wird eine UND-Verknüpfung der Begriffe „Änderung“ und „Stillstand“ verwendet. Auf diese Weise konnten in der Datenbank VERA 133 potentielle Ereignisse gefunden werden.

Aus den 133 potentiellen Ereignissen (Stand Dezember 2015) konnten 21 Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb identifiziert werden. Die Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb werden in Abschnitt 5.3.4 vorgestellt. Darüber hinaus werden in Abschnitt 5.3.4 ebenfalls die Ergebnisse der vollständigen manuellen Auswertung der Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb der deutschen SWR-Anlage vorgestellt. Hierbei handelt es sich um weitere 15 Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb. Die übrigen zwei Ereignisse sind aus dem Nachbetrieb der Anlage und werden entsprechend in Abschnitt 5.3.3 vorgestellt.

Bei der manuellen Auswertung der Ereignisse mit besonderer Relevanz für den Nachbetrieb aus der deutschen DWR-Doppelblockanlage wurde lediglich eine Einstufung der Ereignisse vorgenommen. Als Grundlage für die Diskussion und Erarbeitung von Suchkriterien wurde keine vollständige Auswertung und entsprechend keine eindeutige Identifizierung, sondern lediglich eine Auswertung der Ursachen und Fehlermechanismen durchgeführt. Im Rahmen dessen wurden insgesamt 152 Ereignisse identifiziert. All diese Ereignisse erneut zu untersuchen und darzustellen übersteigt den zeitlichen Rahmen dieses Vorhabens.

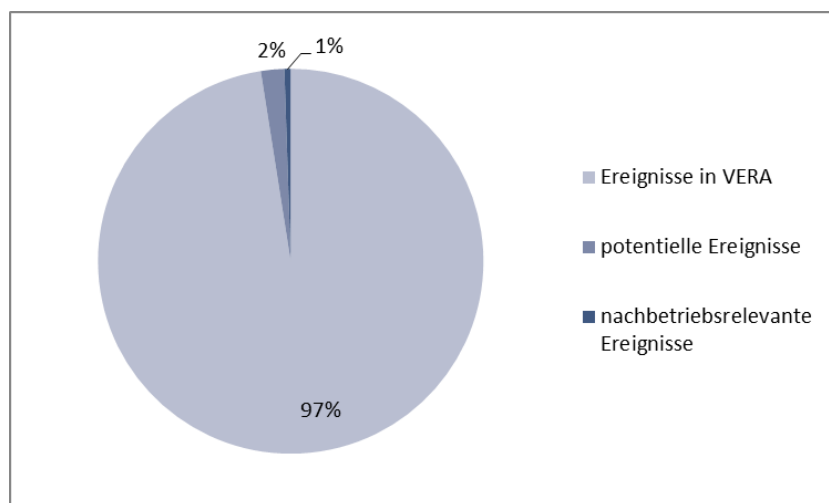


Abb. 5.5 Statistik der Meldepflichtigen Ereignisse bezüglich Nachbetriebsrelevanz

Somit konnten von den 6624 Ereignissen (Stand Dezember 2015), die in der VERA vorhanden sind, jedoch nur ein geringer Bruchteil untersucht werden. Abbildung 5.5 zeigt den Anteil der durch die Suche gefundenen potentiellen Ereignisse sowie den Anteil der darunter gefunden nachbetriebsrelevanten Ereignisse. Insgesamt konnte nur 3 % der Meldepflichtigen Ereignisse untersucht werden. Es wird somit deutlich, dass eine manuelle Sichtung sämtlicher Ereignisse unumgänglich ist.

5.2 Internationale Betriebserfahrung

Für die Auswertung der internationalen Betriebserfahrung wurde auf die Datenbasen der IRS /IAE 17/ und des ICDE /NEA 17/, /BRÜ 14/ zurückgegriffen. Da die Anzahl der Datensätze für eine vollständige manuelle Analyse zu groß ist, wurden die Datensätze mit der oben entwickelten Volltextsuche nach „Stillstand“ und „Änderung“, die auf die jeweiligen Ereignisbeschreibungen angewandt wurde, vorselektiert. Da die Ereignisbeschreibungen auf Englisch vorliegen, wurden die Suchen mit den Übersetzungen der Suchworte durchgeführt. Hierbei wurde „modification“ für „Änderung“ als genau treffende Übersetzung identifiziert. Für „Stillstand“ wurden verschiedene mögliche Übersetzungen gefunden, die (auch) die gemeinte Bedeutung von „Stillstand“ haben, dass Einrichtungen nicht in der ihrem Zweck entsprechenden Weise betrieben werden:

1. „non-operative“/„non-operating“
2. „out of service“
3. „shutdown“
4. „downtime“
5. „idle“
6. „standstill“
7. „inactive“
8. „offline“

5.2.1 Datenbasis der IRS

Zum Zeitpunkt der Analyse (Januar 2017) waren in der IRS-Datenbank 4179 Ereignisdatsätze verfügbar. Die Beschreibungen von 645 Ereignissen enthielten das Wort „modification“. Die Beschreibungen dieser 645 Ereignisse wurden anschließend über eine erneute Volltextsuche auf die unter Kapitel 5.2 aufgeführten Begriffe durchsucht. Eine detailliertere Beschreibung der Volltextsuche ist in den folgenden Abschnitten gegeben. Tabelle 5.7 gibt eine Übersicht über die Resultate der Volltextsuche sowie die manuelle Sichtung der Ereignisse auf eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb. In den folgenden Abschnitten werden die Suchen und ihre Ergebnisse noch näher erläutert.

Tab. 5.7 Resultate der Volltextsuche in der IRS-Datenbasis sowie der manuellen Sichtung der Ereignisse auf eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb

Suchbegriffe „modification“ und	Anzahl potentieller Ereignisse	Anzahl nachbetriebsrelevanter Ereignisse
„non*operati*“	5	1
„out of service“	56	2
„shutdown“	161	(siehe 5.2.1.3)
„downtime“	1	0
„idle“	9	0
„standstill“	1	0
„inactive“	7	1
„off*line“	6	0

5.2.1.1 „non-operative“/„non-operating“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „non*operati*“ enthalten, wobei „*“ für eine beliebige Zeichenkette steht (wildcard), so dass u. a. „non-operative“, „non-operating“, „nonoperative“ und „nonoperating“ gefunden werden. Durch die Suche wurden fünf Ereignisse gefunden, wovon nach manueller Sichtung ein Ereignis als besonders nachbetriebsrelevant identifiziert wurde. Die Beschreibung dieses Ereignisses kann Abschnitt 5.3.5. entnommen werden.

5.2.1.2 „out of service“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „out of service“ enthalten. Durch die Suche wurden 56 Ereignisse gefunden, wovon nach manueller Sichtung zwei Ereignisse als besonders nachbetriebsrelevant identifiziert wurden. Die Beschreibung dieser Ereignisse kann Abschnitt 5.3.5 entnommen werden.

5.2.1.3 „shutdown“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „shutdown“ enthalten. Durch die Suche wurden 161 Ereignisse gefunden. Eine Analyse von Stichproben ergab, dass üblicherweise mit „shutdown“ der Anlagenzustand und nicht der Zustand von Systemen oder Komponenten bezeichnet wurde. We-

gen der großen Anzahl der gefundenen Ereignisse wurde keine vollständige manuelle Analyse der Ereignisse durchgeführt.

5.2.1.4 „downtime“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „downtime“ enthalten. Durch die Suche wurde ein Ereignis gefunden, das jedoch nicht als besonders nachbetriebsrelevant identifiziert wurde.

5.2.1.5 „idle“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „idle“ enthalten. Durch die Suche wurden neun Ereignisse gefunden, die jedoch alle nicht als besonders nachbetriebsrelevant identifiziert wurden.

5.2.1.6 „standstill“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „standstill“ enthalten. Durch die Suche wurde ein Ereignis gefunden, das jedoch nicht als besonders nachbetriebsrelevant identifiziert wurde.

5.2.1.7 „inactive“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „inactive“ enthalten. Durch die Suche wurden sieben Ereignisse gefunden, wovon nach manueller Sichtung ein Ereignis als besonders nachbetriebsrelevant identifiziert wurde. Die Beschreibung dieses Ereignisses kann Abschnitt 5.3.5 entnommen werden.

5.2.1.8 „offline“/„off-line“/„off line“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „off*line“ enthalten, so dass u. A. „offline“, „off-line“ und „off line“ gefunden werden. Durch die Suche wurden sechs Ereignisse gefunden, wovon jedoch nach manueller Sichtung kein Ereignis als besonders nachbetriebsrelevant identifiziert wurde.

5.2.2 Datenbasis der ICDE

Zum Zeitpunkt der Analyse (Januar 2017) waren in der ICDE-Datenbank 1724 GVA-Ereignisdatensätze enthalten. Es wurden analog zu der in Abschnitt 5.2.1 beschriebenen Vorgehensweise Suchen nach Ereignissen durchgeführt, deren Beschreibung „modification“ und eins der in Abschnitt 5.2 genannten acht Schlüsselwörter enthielt. Tabelle 5.8 gibt eine Übersicht über die Resultate der Volltextsuche sowie die manuelle Sichtung der Ereignisse auf eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb. In den folgenden Abschnitten werden die Suchen und ihre Ergebnisse noch näher erläutert.

Tab. 5.8 Resultate der Volltextsuche in der ICDE-Datenbasis sowie der manuellen Sichtung der Ereignisse auf eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb

Suchbegriffe „modification“ und	Anzahl potentieller Ereignisse	Anzahl nachbetriebsrelevanter Ereignisse
„non*operati*“	1	0
„out of service“	5	1
„shutdown“	4	0
„downtime“	0	0
„idle“	1	0
„standstill“	0	0
„inactive“	0	0
„off*line“	6	0

5.2.2.1 „non-operative“/„non-operating“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „non*operati*“ enthalten, wobei „*“ für eine beliebige Zeichenkette steht (wildcard), so dass u. A. „non-operative“, „non-operating“, „non operative“ und „non operating“ gefunden werden. Durch die Suche wurde ein Ereignis gefunden. Dieses wurde nicht als besonders nachbetriebsrelevant angesehen.

5.2.2.2 „out of service“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „out of service“ enthalten. Durch die Suche wurden fünf Ereignisse gefunden, wovon nach manueller Sichtung ein Ereignis als besonders nachbetriebsrelevant identifiziert wurde.

ziert wurde. Die Beschreibung dieses Ereignisses kann Abschnitt 5.3.5 entnommen werden.

5.2.2.3 „shutdown“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „shutdown“ enthalten. Durch die Suche wurden vier Ereignisse gefunden. In allen Fällen wurde mit „shut down“ der Anlagenzustand und nicht der Zustand von Systemen oder Komponenten bezeichnet. Keines der Ereignisse wies eine besondere Nachbetriebsrelevanz auf.

5.2.2.4 „downtime“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „downtime“ enthalten. Durch die Suche wurde kein Ereignis gefunden.

5.2.2.5 „idle“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „idle“ enthalten. Durch die Suche wurde ein Ereignis gefunden, das jedoch als nicht besonders nachbetriebsrelevant identifiziert wurde.

5.2.2.6 „standstill“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „standstill“ enthalten. Durch die Suche wurde kein Ereignis gefunden.

5.2.2.7 „inactive“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „inactive“ enthalten. Durch die Suche wurde kein Ereignis gefunden.

5.2.2.8 „offline“/„off-line“/„off line“

Es wurde nach Ereignissen gesucht, die in der Ereignisbeschreibung „modification“ und „off*line“ enthalten, so dass u. A. „offline“, „off-line“ und „off line“ gefunden werden.

Durch die Suche wurden sechs Ereignisse gefunden, wovon jedoch nach manueller Sichtung kein Ereignis als besonders nachbetriebsrelevant identifiziert wurde.

5.2.2.9 Weiteres Ereignis

Zusätzlich wurde ein weiteres Ereignis einbezogen, dessen besondere Nachbetriebsrelevanz bei einer unabhängigen Auswertung der ICDE-Datenbasis im Rahmen eines anderen Projektes /ARN 11/ identifiziert worden war. Die Beschreibung dieses Ereignisses kann Abschnitt 5.3.5 entnommen werden.

5.3 Vorstellung der identifizierten Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für die Nachbetriebsphase

Die gezielte manuelle Suche hat insgesamt 12 Ereignisse aus deutschen Anlagen im Nachbetrieb bzw. in der Stilllegung und 36 Ereignisse aus Anlagen mit Erlaubnis zum Leistungsbetrieb identifiziert, die einen Fehlermechanismus mit einer besonderen Relevanz für die Nachbetriebsphase aufweisen.

Darüber hinaus konnten aus der internationalen Betriebserfahrung (IRS und ICDE) weitere 6 Ereignisse identifiziert werden, die einen Fehlermechanismus mit einer besonderen Relevanz für die Nachbetriebsphase aufweisen.

Sämtliche Ereignisse sollen im Rahmen dieses Kapitels vorgestellt und hinsichtlich der beobachteten Fehlermechanismen ausgewertet werden. Als Fehlermechanismus werden hierbei abstrahierte Begriffe verstanden, die Merkmale der Ursachenkette beschreiben.

Anschließend werden die Ereignisse basierend auf ihrem Fehlermechanismus kategorisiert. Die Kategorien zur Strukturierung der Fehlermechanismen basieren auf den Auswertungen in Abschnitt 5.1.2.1. In diesem Abschnitt wurden die Charakteristika von Ereignissen mit besonderer Relevanz für den Nachbetrieb an einer Teilmenge von Ereignissen identifiziert.

Als typische Charakteristika können entsprechend die folgenden drei Kategorien zusammengestellt werden:

- besondere Fahrweisen
- veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen
- organisatorische und personelle Randbedingungen

5.3.1 Vorstellung der Kategorien

Für ein besseres Verständnis der Kategorien und der Zuordnung zu den Kategorien sind diese im Folgenden genauer beschrieben.

5.3.1.1 Besondere Fahrweisen

Befindet sich eine Anlage im Nachbetrieb oder in der Stilllegungsphase, so treten vermehrt besondere Fahrweisen auf. Diese bedeuten veränderte Systemzustände mit zum Beispiel veränderte Verschaltungen oder Komponentenzustände. Als konkretes Beispiel kann hier u.a. die Dekontamination genannt werden.

5.3.1.2 Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

Befindet sich eine Anlage im Nachbetrieb oder in der Stilllegungsphase, treten vermehrt andere Betriebs- und Umgebungsbedingungen als im Leistungsbetrieb auf. Diese basieren unter anderem auf der verringerten abzuführenden Wärmemenge oder beginnenden Rückbauarbeiten. Es können zum Beispiel korrosive Bedingungen aufgrund veränderter Strömungen auftreten. Auch direkte Einflüsse durch Rück- oder Umbauarbeiten wie Fremdkörpereintrag oder mechanische Einflüsse von außen fallen unter veränderte Betriebsbedingungen.

5.3.1.3 Organisatorische oder personelle Randbedingungen

Befindet sich eine Anlage im Nachbetrieb oder in der Stilllegungsphase, so bedingt dies eine signifikante Veränderung von organisatorischen und personellen Randbedingungen. Veränderungen von personellen Randbedingungen können negative Auswirkungen auf Fachkunde, Erfahrung und Motivation des Personals haben. Auch die Planung von Um- und Rückbauarbeiten oder Änderungen in Prozessen und Vorschriften, zum Beispiel Prüfvorschriften, bergen ein großes Potential für organisatorisch bedingte Fehler.

5.3.2 Ereignisse aus der Stilllegung deutscher Kernkraftwerke

5.3.2.1 Ereignis 1

Beschreibung

Bei einer Wiederkehrenden Prüfung (WKP) der Brandschutzklappen wurde festgestellt, dass eine Brandschutzklappe im Zuluftkanal bei der elektrischen Auslösung von der Warte nicht schloss. Auch eine Auslösung über Schmelzlot war erfolglos. Beim Schließen der Klappe vor Ort wurde eine Schwergängigkeit bemerkt.

Ursache

Bei der inneren Inspektion zeigte sich eine Verschmutzung am Rand des Klappenblattes, so dass das Spiel zur Zarge verringert war und die Freigängigkeit beim Schließen dadurch eingeschränkt wurde. Die Verschmutzung bestand aus feinem Staub, der auf dem Klappenblatt in Einbaulage mit bloßem Auge kaum erkennbar war. Die Zuluft der Schalthauslüftung wird vom Dach angesaugt. Der Staubfilm hat sich im Laufe der Zeit im Zuluftkanal gebildet. Vermutlich wurde eine vermehrte Staubansammlung durch verschiedene Dacharbeiten in jüngster Zeit (z. B. Sanierung der Dachhaut), die mit einer vermehrten Staubentwicklung verbunden waren, verursacht, so dass sich das Spaltmaß bis zum Verklemmen verringerte.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb diverse Abriss- oder Umbauarbeiten durchgeführt werden. Diese Arbeiten können zum Beispiel durch Staubentwicklung einen indirekten, nicht vorhersehbaren Einfluss auf andere Komponenten und Systeme haben und somit zu unerwarteten Fehlfunktionen führen.

Fehlermechanismus

Beeinflussung durch Umbaumaßnahmen
Verunreinigung

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.2.2 Ereignis 2

Beschreibung

Bei einer Anlagenbegehung wurde eine Tropfleckage zwischen der Dosierarmatur und der Rückschlagklappe der Chemikaliendosierleitung festgestellt.

Ursache

Der betroffene Leitungsabschnitt ist nach derzeitigem Kenntnisstand seit Errichtung der Anlage in Betrieb. Nach einem Dosiervorgang wird mit Deionat gespült. Aufgrund der langen Standzeit der Leitung und den Dosierchemikalien (Natronlauge, Schwefelsäure und EDTA) ist von einer Korrosion in Folge einer Vorschädigung auszugehen. Eine tiefere Untersuchung ist nicht vorgesehen, da der Abbau des Schmutzwasserverdampfers in etwa 5 Jahren erfolgen soll.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die meisten Systeme deutlich geringer belastet oder dauerhaft bzw. temporär freigeschaltet sind. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu veränderten Strömungsgeschwindigkeiten bis hin zu stagnierenden Medien kommen. Diese veränderten Bedingungen können Effekte wie z. B. Korrosion begünstigen.

Ein weiterer Aspekt, der hier deutlich wird, ist die mangelhafte Ursachenklärung aufgrund der geplanten Abbauarbeiten. Auch dieser Aspekt muss als nachbetriebsrelevant betrachtet werden.

Fehlermechanismus

Stagnierendes Medium
Korrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.2.3 Ereignis 3

Beschreibung

Es wurde ein abgebauter Ventilkörper aus dem Not- und Nachkühlsystem vom Pufferplatz zur Nassdekontanlage transportiert. Später am Tag traten am Vormonitor erhöhte Kontaminationen an den Schuhen verschiedener Mitarbeiter auf.

Ursache

Beim Transport des abgebauten Ventilkörpers wurde die äußere Kontaminationschutzfolie beschädigt. Nur 2 von 3 Öffnungen des Ventilkörpers waren verschlossen, sodass kurz vor der Nassdekontanlage unbemerkt eine Fläche von ca. 0,1 m² kontaminiert wurde. Durch den Hubwagen und den Personalstrom erfolgte eine Querkontamination.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb der Anlage vermehrt Änderungs- oder Demontage-Arbeiten, auch von kontaminierten Komponenten, durchgeführt werden. Die Umsetzung oder auch Planung der Arbeiten beinhaltet ein erhöhtes Fehlerpotential.

Fehlermechanismus

Fehlerhafte Demontearbeiten

Kontamination

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.2.4 Ereignis 4

Beschreibung

Es wurde festgestellt, dass eine Leitung des Chemikalieneinspeisesystems fehlerhaft getrennt und abgebaut wurde. Eine Nachkontrolle der Gitterboxen mit den demontierten Armaturen ergab, dass eine Kennzeichnung zum Abbau vorhanden war. Hieraus lässt sich schließen, dass die Armaturen fehlerhaft gekennzeichnet waren.

Ursache

Eine Ursache für die fehlerhafte Kennzeichnung vor Ort lässt sich nicht mehr nachvollziehen. Möglicherweise könnte es zu einer Fehlkennzeichnung gekommen sein, als die unmittelbar vor dem betroffenen Rohrleitungsabschnitt angeordneten Leitungen des Zwischenkühlsystems zum Abbau gekennzeichnet wurden. In der Folge wurde von der Demontagemannschaft der fehlerhaft gekennzeichnete Abschnitt mit abgebaut. Die Fehlkennzeichnung ist laut Meldung als Einzelfehler zu bewerten.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb der Anlage vermehrt Änderungs- oder Demontage-Arbeiten, die alle keine Routine-Arbeiten sind, durchgeführt werden. Die Umsetzung oder auch Planung der Arbeiten beinhaltet ein erhöhtes Fehlerpotential, auch in organisatorischer Hinsicht. In diesem Ereignis war konkret eine fehlerhafte Kennzeichnung ursächlich.

Fehlermechanismus

Fehlerhafte Kennzeichnung

Fehlerhafte Demontgearbeiten

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.2.5 Ereignis 5

Beschreibung

Im Rahmen der Funktionsprüfung der Hydraulikarmatur der Sprühwasserlöschanlage wurde nach der erfolgreichen Handauslösung vor Ort im Reaktorgebäude die Fernauslösung von der Brandschutztafel in der Hauptwarte geprüft. Bei dieser Funktionsprüfung der Fernauslösung öffnete das zugehörige Magnetventil nicht.

Ursache

Bei der Umsetzung einer Änderungsanzeige im Feuerlöschwassersystem wurden mehrere Funktionsgruppen an den Restbetrieb angepasst. Einige Funktionsgruppen für das Maschinenhaus wurden komplett stillgesetzt. Für eine andere Funktionsgruppe für das Reaktorgebäude wurden einzelne, nicht mehr erforderliche Stationen stillgesetzt, indem auf der Antriebsseite einzelne Komponenten ausverdrahtet wurden. Die weiterhin

in der Funktionsgruppe benötigte Funktion der „Taste Freigabe“ auf der Hauptwarte sollte hier nicht verändert werden, wurde jedoch unbeabsichtigt auch entfernt.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb der Anlage vermehrt Änderungs- oder Demontage-Arbeiten durchgeführt werden. Die Umsetzung oder auch Planung der Arbeiten beinhaltet ein erhöhtes Fehlerpotential, auch in organisatorischer und personeller Hinsicht. In diesem Ereignis war konkret eine menschliche Fehlhandlung ursächlich.

Fehlermechanismus

Fehler bei Änderungsarbeiten

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.2.6 Ereignis 6

Beschreibung

Bei Zuschaltung eines zusätzlichen Wasserverbrauchers (Verdampferanlage III) sprach das Signal „p- Feuerlöschnetz“ kurzzeitig an. Die entsprechende Armatur schloss jedoch nicht automatisch und ließ sich auch elektrisch nicht schließen. Die Kontrolle ergab eine aus der Klemmleiste herausgelöste Ader des Steuerungskabels.

Ursache

Im Rahmen von Demontearbeiten wurden auch Kabeldemontagen an der Blockwarte durchgeführt. Dabei wurde unbemerkt die betroffene Kabelader aus der Klemme herausgezogen. Die notwendigen Nachkontrollen wurden lückenhaft ausgeführt.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb der Anlage vermehrt Änderungs- oder Demontage-Arbeiten durchgeführt werden. Die Umsetzung oder auch Planung der Arbeiten beinhaltet ein erhöhtes Fehlerpotential, auch in organisatorischer und personeller Hinsicht. In diesem Ereignis war konkret eine lückenhafte Nachkontrolle ursächlich.

Fehlermechanismus

Fehlerhafte Demontearbeiten

Mangelnde Prüfung

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.3 Ereignisse aus dem Nachbetrieb deutscher Kernkraftwerke

5.3.3.1 Ereignis 7

Beschreibung

Es kam zur ungewollten Anregung des Kernflutens „Notkühlphase 1“ durch den Reaktorschutz, da der Füllstand des Reaktordruckbehälters (RDB) unter 10,5 m abgesunken war. Die Absenkung des Füllstandes war durch vorbereitende Arbeiten zur Systemdekontamination und geringfügige Leckagen über das Dichtungssperrwassersystem bedingt.

Ursache

Ursache für die ungewollte Anregung des Kernflutens durch den Reaktorschutz war eine nicht freigeschaltete (gezogene) Hand-/Automatikkarte, die zur Auslösung der vorgesehenen Maßnahmen durch die Reaktorschutzanregung führte. Der Grund, weshalb bei der Absenkung des RDB-Füllstandes die entsprechende Hand-/Automatikkarte nicht freigeschaltet war, war ein Fehler in der Freischaltplanung.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb der Anlage vermehrt Arbeiten durchgeführt werden, dessen spezielle Umstände eine Freischaltung von Komponenten oder Systemen erfordern. Insbesondere bei Dekontaminationsarbeiten treten besondere, für den Leistungsbetrieb ungewöhnliche Begebenheiten auf. Im Rahmen dieses Ereignisses sind die organisatorischen und personellen Randbedingungen von wesentlicher Bedeutung, da es hier zu einem Fehler in der Freischaltplanung kam.

Fehlermechanismus

Fehlerhafte Planung

Vergessene Freischaltung

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.3.2 Ereignis 8

Beschreibung

Alle vier Hauptkühlmittelpumpen wurden bei einem Primärkreisdruck von ca. 30 bar zur Primärkreisdekontamination in Betrieb genommen. In zwei von vier Hauptkühlmittelpumpen traten plötzlich Wellenschwingungen auf, sodass die Primärkreisdekontamination beendet wurde.

Ursache

Die Untersuchungen des Pumpenläufers zeigten, dass Laufradmutter und Sicherungsring fehlten und es einen Korrosionsangriff im Gewindebereich des Laufradzentralschraubenbolzens gab. Die Werkstoffauflösungen traten infolge Säurekorrosion bei der durchgeführten Dekontamination auf. Ursächlich dafür war die Änderung der Standardflüssigkeit für die Dekontamination.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb Dekontaminationen im großen Maßstab, d.h. z. B. vollständiger Systeme durchgeführt werden. Es können, wie im o.g. Fall, bei der Dekontamination unübliche Bedingungen durch die Verwendung eines unerprobten Mediums (Dekontaminationsflüssigkeit) auftreten. Dies kann unvorhersehbare Effekte auf in der Anlage verwendete Materialien haben.

Fehlermechanismus

Dekontamination

Geändertes Verfahren

Korrosion

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.3.3 Ereignis 9

Beschreibung

Im Rahmen einer WKP ist die Funktion der Maschinenhausdachklappen überprüft worden. Hierbei sind drei Baugruppenfehler in der Reaktorschutzüberwachung der Dachklappen erkannt worden. In der Signalverarbeitung je eines Grenzwertkontaktes dreier Dachklappen ist ein Ausfall eines Relais-Kontaktes festgestellt worden.

Ursache

Ursächlich war ein Kleben jeweils eines Relais-Kontaktes. Das Kleben der Kontakte konnte auftreten, da die WKP für die Reaktorschutzüberwachung der Dachklappen mit einem PHB-Änderungsdienst aufgrund des Betriebszustandes ausgesetzt wurde. Die ständig angezogenen Relais-Kontakte wurden zuletzt vor 1,5 Jahren betätigt, was ein Verkleben der Kontakte bedingte.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da es insbesondere im Nachbetrieb vermehrt zu Komponenten- oder Systemstillständen durch veränderte Fahrweisen kommt. Längere Stillstandphasen oder auch größere Abstände zwischen Schalthandlungen oder anderen Komponentenbetätigungen können unerwartete Effekte wie z. B. Verkleben oder Blockieren von Komponenten bedingen.

Fehlermechanismus

Geänderte Prüfvorschrift

Komponentenstillstand

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.3.4 Ereignis 10

Beschreibung

Bei einer routinemäßigen Begehung eines Nebenkühlwasserraums wurde eine bleistiftstarke Leckage aus der Entleerungsleitung festgestellt. Die Leckage befand sich im Bereich zwischen der Hauptleitung und der Entleerungsarmatur.

Ursache

Als Ursache für die Leckage konnte Muldenkorrosion aufgrund des stagnierenden Mediums (Rheinwasser) identifiziert werden.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die meisten Systeme deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet sind. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu veränderten Strömungsgeschwindigkeiten bis hin zu stagnierenden Medien kommen. Diese veränderten Bedingungen können Effekte wie z. B. Korrosion begünstigen.

Fehlermechanismus

Veränderte Strömungsgeschwindigkeiten

Stagnierendes Medium

Korrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.3.5 Ereignis 11

Beschreibung

Durch einen Brand in einem Stromwandler im externen Schaltfeld kam es zur auslegungsgemäßen Abschaltung der Leitung zum benachbarten Block. Im Kraftwerk erfolgte daraufhin die Anregung der automatischen Umschaltung auf das 220-kV-Reservenetz in allen Eigenbedarfssträngen. In zwei von vier Strängen erfolgte die Umschaltung ordnungsgemäß. In den beiden anderen Strängen kam es nicht zum Einschalten der Reservenetzeinspeisung.

Ursache

Ursache für die nicht erfolgte Umschaltung auf das Reservenetz in zwei von vier Schienen war eine zu kurze Freigabezeit von ca. 700 ms bei gleichzeitiger Verzögerung der Unterspannungsanregung von 750 ms. Diese zeitliche Staffelung basiert auf motorisch belasteten Schienen, wie sie u.a. im Leistungsbetrieb vorzufinden sind. Im Stillstandbetrieb waren die beiden betroffenen Schienen jedoch nahezu unbelastet. Deswegen wurden die Kriterien „Unterspannung < 83 %“ und „SS-Spannung < 50 %“ instantan mit der Schutzabschaltung der 380-kV-Schiene erfüllt, sodass die Zeitglieder

der Zeitverzögerung der Unterspannungsanregung von 750 ms und der Freigabezeit von 700 ms nahezu gleichzeitig starteten. Da nach 700 ms die Freigabe für den Ein-Befehl des Reservenetzschalters zurückgenommen wird, war das Einschalten des Reservenetzeinspeiseschalters infolge der erst nach 750 ms einlaufenden Unterspannungsanregung unterbunden.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die Belastung der verschiedenen Schienen der Spannungsversorgung in Anlagen deutlich reduziert ist, da viele große Verbraucher, wie z. B. Hauptkühlmittelpumpen und Speisewasserpumpen nicht mehr benötigt werden. Die veränderte Situation bei der Belastung der Schienen unterscheidet sich deutlich vom Leistungsbetrieb. Folglich müssen sämtliche die Energieversorgung betreffende Komponenten angepasst werden.

Fehlermechanismus

Veränderte Belastung der Schienen

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.3.6 Ereignis 12

Beschreibung

Bei einer Inspektion im Rahmen einer WKP, durchgeführt aufgrund von Hinweisen auf eine mögliche Leckage, wurde ein beschädigtes Rohr im Zwischenkühler detektiert. Im Rahmen der Wirbelstromprüfung wurden 21 weitere Rohre mit Vorschädigung gefunden. Eine weitere Überprüfung der Zwischenkühler zeigte im Einwalzbereich des Einlaufs an mehreren Rohren Materialabtrag.

Ursache

Die Schädigungen der Rohre gingen von der Rohrinneiseite (Medium: Elbwasser) aus. Die markante Zunahme der Zahl von geschädigten Rohren war eine Folge der langfristigen Freischaltung der Zwischenkühler im Stillstandbetrieb. Im ruhenden Elbwasser mit entsprechender organischer Fracht kann es zur Entstehung signifikanter Konzentrationen von Ammoniak und anderen Zersetzungsprodukten kommen. Diese fördern die Spannungsrisskorrosion in Messinglegierungen.

Darüber hinaus ist aufgrund des geringen Kühlwasserdurchsatzes ein erhöhter Anfall von Sedimenten zu beobachten, so dass es bei der sporadischen Wiederinbetriebnahme des Zwischenkühlers zu verstärkter Erosion kommen kann.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu veränderten Strömungsgeschwindigkeiten bis hin zu stagnierenden Medien kommen. Diese veränderten Bedingungen können aus verschiedenen Gründen Effekte wie z. B. Korrosion und Erosion begünstigen.

Fehlermechanismus

Veränderte Strömungsgeschwindigkeiten

Stagnierendes Medium

Korrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4 Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb deutscher Kernkraftwerke

5.3.4.1 Ereignis 13

Beschreibung

Während der Durchführung der WKP wurde ein ca. 30 cm langer Längsriss an einer Entwässerungsleitung festgestellt.

Ursache

Die Befundlage in Wannenposition (untere Rohrleitungshälfte) ist ein Hinweis dahingehend, dass als Schadensursache eine Wanddickenschwächung aufgrund von Korrosion durch stagnierendes Medium vorgelegen hat. Die sich während des Anlagenbetriebes einstellende Atmosphäre in der Rohrleitung kann durch Kondensation und Vorhandensein von Sauerstoff zu Korrosionseffekten führen. Darüber hinaus ist aufgrund des geringen Kühlwasserdurchsatzes ein erhöhter Anfall von Sedimenten zu beobachten, so dass es bei der sporadischen Wiederinbetriebnahme des Zwischenkühlers zu verstärkter Erosion kommen kann.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu veränderten Strömungsgeschwindigkeiten bis hin zu stagnierenden Medien kommen. Diese veränderten Bedingungen können Effekte wie zum Beispiel Korrosion und Erosion durch den Anfall von Sedimenten begünstigen.

Fehlermechanismus

Veränderte Strömungsgeschwindigkeiten

Stagnierendes Medium

Korrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4.2 Ereignis 14

Beschreibung

Aufgrund einer Meldung aus einer anderen vergleichbaren Anlage wurden Überprüfungen an einer Rohrleitung im Hinblick auf Schäden an den Hartlötverbindungen durchgeführt. Dabei wurden Wanddickenschwächungen und Risse festgestellt.

Ursache

Der eingesetzte Werkstoff ist für die vorherrschenden Systembedingungen (stagnierende, feuchte, warme Luft) nicht optimal geeignet. Es kommt zu Korrosion vorwiegend im Bereich der Hartlötverbindungen.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu veränderten Bedingungen kommen. In diesem Ereignis trat Korrosion aufgrund stagnierender, feuchter Luft auf.

Fehlermechanismus

Ungeeignetes Material
Stagnierendes Medium
Korrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4.3 Ereignis 15

Beschreibung

Im Rahmen einer internen Prüfung wurde festgestellt, dass die Gebäudeabschlussarmatur zur Löschwasserversorgung des Containments, nachdem sie ordnungsgemäß in Richtung „ZU“ verfahren wurde, nicht wieder die vorgesehene „AUF“-Stellung erreichte.

Ursache

Als Ursache konnte ein Eintrag von Korrosionspartikeln infolge der Verwendung eines falschen Werkstoffes identifiziert werden. Im Rahmen eines Änderungsdienstes wurde der Werkstoff der Armaturendichtringe umgestellt, die entsprechende Werkstoffliste des Herstellers jedoch nicht umgestellt. Folglich wurde bei einer routinemäßigen Instandhaltungsarbeit der falsche Werkstoff eingesetzt.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und

Umsetzung der Änderungen kann es zu diversen, auch organisatorisch bedingten Fehlern kommen. In diesem konkreten Fall, wurde zum Beispiel aufgrund eines Fehlers im Rahmen eines Änderungsdienstes ein falscher Werkstoff eingebaut.

Fehlermechanismus

Unvollständig umgesetzter Änderungsdienst

Falscher Werkstoff

Korrosion

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.4 Ereignis 16

Beschreibung

Bei der Durchführung einer Wiederkehrenden Prüfung wurde festgestellt, dass im Schaltanlagenfeld die beiden Leitungsverbindungen der Normalnetzeinspeisung für die Hilfsspannung der Schaltanlage nicht angeschlossen waren.

Ursache

In der vorangegangenen Revision erfolgte im Rahmen einer Änderung eine neue, einheitliche Anordnung der Komponenten für die Steuerungs- und Schutzfunktionen auf einer Montageplatte (Steuertafel) in den Leistungsschaltern. Bei der Planung des Umbaus wurde nicht berücksichtigt, dass auf der Montageplatte auch der Einspeiseblock mit der diodenentkoppelten Ersteinspeisung aufgebaut ist.

Für den Umbau wurde dann zwar der Einspeiseblock abgebaut und später auch wieder auf die Steuertafel zurückgebaut, der Anschluss der Leitungsverbindungen der Ersteinspeisung aber nicht ausgeführt. Der Fehler wurde bei den Prüfungen im Rahmen der Inbetriebsetzung nicht erkannt, da bei der Planung der IBS-Unterlagen nicht berücksichtigt wurde, dass der Einspeiseblock für die Durchführung der Änderung ebenfalls betroffen ist und deshalb mit geprüft werden muss. Ein weiterer beitragender Faktor war, dass die abgeklemmten Kabel in einem Kabelkanal schlecht einsehbar gelegt wurden und die Demontage und Remontage von unterschiedlichem Personal durchgeführt wurde.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb der Anlage vermehrt Änderungs- oder Demontage-Arbeiten durchgeführt werden. Die Umsetzung oder auch Planung der Arbeiten beinhaltet ein erhöhtes Fehlerpotential, auch in organisatorischer Hinsicht. Insbesondere auch die Planung von entsprechenden Prüfungen birgt ein großes Fehlerpotential.

Fehlermechanismus

Fehler bei Umbauarbeiten
Unzureichende Organisation

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.5 Ereignis 17

Beschreibung

In einem Änderungsverfahren wurden die 10-kV-Leistungsschalter der Eigenbedarfsanlagen ausgetauscht. Der entsprechende Schaltanlagenabzweig versorgt im Normalbetrieb über den 10/0,4-kV-UNS-Transformator und den unterspannungsseitigen 0,4-kV-Einspeiseschalter die UNS-Schiene.

Im Zuge der Inbetriebnahme der optimierten und freigeschalteten 10-kV-Schaltanlage erfolgte eine Prüfung der Schutzfunktion durch Anregung der Schutzsignale. Der 10-kV-Leistungsschalter befand sich für diese Prüfung in Teststellung. Bei der Anregung des Schutzsignals „Überstrom“ kam es folgerichtig auch zu einer Schutzanregung für den unterspannungsseitigen 0,4-kV-Einspeiseschalter. Die im derzeitigen Stillstandbetrieb über die durchgeschaltete Versorgung der UNS-Notstromschiene wurde deshalb unerwartet auch abgeschaltet und durch den UNS-Reaktorschutz der entsprechende UNS-Notstromdiesel angefordert.

Ursache

Die Anforderung des UNS-Notstromaggregates bei dem Test war folgerichtig, aber in der Testprozedur nicht angeführt und in der Situation unerwartet. Für den Test wäre eine Anpassung der Freischaltung oder eine Berücksichtigung des Schaltzustandes im UNS-System in der Testprozedur erforderlich gewesen.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung der Änderungen kann es zu diversen Fehlern kommen, insbesondere auch bei der zugehörigen Planung der Prüfvorschriften und Testbetriebe.

Fehlermechanismus

Fehler bei Planung der Prüfvorschriften

Unzureichende Organisation

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.6 Ereignis 18

Beschreibung

Die Anlage wurde aus dem Zustand „unterkritisch heiß“ angefahren. Beim Einstellen des Umleitbetriebes wurde zusätzlich das Reaktorwasserreinigungssystem in der Fahrweise „Überschusswasser abfahren“ eingesetzt. Dabei wurde der Grenzwert 70 m³/h der Überwachung des Gesamtdurchsatzes überschritten. Dies führte zur Anregung des Systemabschlusses.

Ursache

Bei der Fahrweise „Überschusswasser abfahren“ ist nicht ausreichend berücksichtigt worden, dass aufgrund der großen Druckdifferenz zwischen dem Reaktor und der Kondensationskammer beim Anfahren aus dem aktuellen Betriebszustand sich Stellungsänderungen der Überschusswasser-Regelarmatur stärker auswirken als beim Anfahren bei niedrigen Reaktordrücken.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb vermehrt veränderte Anlagenzustände oder besondere Fahrweisen auftreten. Diese veränderten Anlagenzustände bergen sowohl aus organisatorischer als auch technischer Sicht ein erhöhtes Fehlerpotential. In diesem konkreten Fall waren die Auswirkungen der veränderte Drücke nicht ausreichend berücksichtigt.

Fehlermechanismus

Fahrweise wurde nicht berücksichtigt

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.4.7 Ereignis 19

Beschreibung

Im Zuge eines Rundganges wurden zwei Kleinleckagen in der Druckleitung hinter der Sumpfpumpe des Reaktorgebäudesumpfes festgestellt. Ergebnisse der Wanddickenmessungen ergaben weitere lokale Schwächungen.

Ursache

Ursache der Befunde ist flächige Korrosion mit massivem Wanddickenabtrag. Der Rohrleitungsbereich wird diskontinuierlich mit Medium beaufschlagt, wobei Restfeuchte im System verbleiben kann. Es liegt das Fehlerbild der Stillstandkorrosion (Loch-/Muldenkorrosion) vor.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu veränderten Strömungsgeschwindigkeiten bis hin zu stagnierenden Medien kommen. Diese veränderten Bedingungen können zum Beispiel Stillstandkorrosion bedingen.

Fehlermechanismus

Diskontinuierliche Beaufschlagung mit Medium
Stillstandkorrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4.8 Ereignis 20

Beschreibung

In einer Revision wurden Druckprüfungen am nuklearen Zwischenkühler und am gesicherten Zwischenkühler durchgeführt. Im Rahmen der kühlwasserseitigen Druckprüfungen kam es bei einem Prüfdruck von ca. 9 bar jeweils zu einer Kleinleckage an den Rohrleitungsstutzen.

Ursache

Es liegt bei den betrachteten Fällen eine Wanddickenschwächung durch Korrosion vor. Die durchgeführten Untersuchungen der Korrosionsstellen haben gezeigt, dass die Ursache auf mikrobiologisch induzierte Korrosion (MIC) zurückzuführen ist, die bevorzugt in Rohrleitungsabschnitten mit stagnierenden Medien auftreten kann.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu veränderten Strömungsgeschwindigkeiten bis hin zu stagnierenden Medien kommen, was wiederum zum Beispiel die Aufkonzentration organischer Fracht bedingen kann. Folglich kann es zu mikrobiologisch induzierter Korrosion kommen.

Fehlermechanismus

Stagnierendes Medium

Mikrobiologische Korrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4.9 Ereignis 21

Beschreibung

Im Rahmen der Durchführung einer Wiederkehrenden Prüfung wurde eine geringe Leckage (benetzte Oberfläche) an dem 90°-Rohrbogen der flusswasserseitigen Entleerungsleitung des nuklearen Zwischenkühlers vor der Entleerungsarmatur (nukleares Nebenkühlwassersystem) festgestellt.

Ursache

Als Ursache für den Schaden wird eine mechanische Beschädigung von außen gesehen, die zum Abplatzen der Zinkschicht an der Rohrinneinnenseite geführt hat. In der Folge führte diese Vorschädigung zur Korrosion und damit zur Kleinstleckage.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb der Anlage vermehrt Änderungs- oder Demontage-Arbeiten durchgeführt werden. Die Umsetzung oder auch Planung der Arbeiten beinhaltet ein erhöhtes Fehlerpotential. Insbesondere die versehentliche Schädigung unbeteiligter Systeme im Rahmen der Maßnahmen ist als wesentlicher Fehlermechanismus zu betrachten.

Fehlermechanismus

Mechanische Beschädigung

Korrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4.10 Ereignis 22

Beschreibung

Im Zusammenhang mit einer Freischaltung ist die Signalisierung der Antriebssteuerung eines Stellantriebes am Wartenbaustein auffällig geworden. Eine Analyse der auffälligen Signalisierung ergab, dass Meldebaugruppen abweichend von den Vorgaben im Einsatz waren.

Ursache

Als Ursache wurden nicht ausreichende Kontrollen bei den Austauschvorgängen entsprechend den Vorgaben identifiziert. Die Vertauschungen wurden durch Ungenauigkeiten in der Dokumentation und in den Vorgaben selbst begünstigt. Die Häufung der Vertauschungen weist auf eine gemeinsame Ursache im menschlichen Handeln zum Zeitpunkt der Inbetriebnahme des Systems hin, die vom Betreiber nicht mehr zweifelsfrei geklärt werden konnte.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung der Änderungen kann es zu diversen Fehlern, insbesondere aus organisatorischer oder personeller Sicht kommen.

Fehlermechanismus

Fehler bei Änderung

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.11 Ereignis 23

Beschreibung

Im Zuge des routinemäßigen Inspektionsprogramms für Kerneinbauten und Brennelemente in der Revision wurden an den Hüllrohren der Brennstäbe eines Brennelements, welches in der letzten Revision neu eingesetzt wurde, Abplatzungen der Oxidschicht festgestellt. Auch an den Hüllrohren dieser Brennelemente waren gleichartige Abplatzungen der Oxidschicht vorhanden. Alle betroffenen Brennelemente stammen aus der gleichen Fertigungs- und Liefercharge.

Ursache

Bei der Analyse der Fertigung der Brennstäbe fiel auf, dass der von der erhöhten Korrosion betroffene Bereich des Brennstabs einem Dekontaminationsschritt unterzogen wird, bei dem ein nicht ausreichend erprobtes Reinigungsmittel verwendet wurde.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da insbesondere im Nachbetrieb Dekontaminationen im großen Maßstab durchgeführt werden, d.h. z. B. vollständiger Systeme. Dies kann unvorhersehbare Effekte auf in der Anlage verwendete Materialien haben.

Fehlermechanismus

Dekontamination

Korrosion

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.4.12 Ereignis 24

Beschreibung

An der Entwässerungsringleitung der Frischdampfleitungen war eine Tropfleckage festgestellt worden.

Ursache

Auslösend waren Korrosionsmulden, die aufgrund von Stillstandkorrosion während der Anlagenstillstände entstanden waren.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu veränderten Strömungsgeschwindigkeiten bis hin zu stagnierenden Medien kommen. Diese veränderten Bedingungen können aus verschiedenen Gründen Effekte wie zum Beispiel Stillstandkorrosion begünstigen.

Fehlermechanismus

Stagnierendes Medium

Korrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4.13 Ereignis 25

Beschreibung

Im Zusammenhang mit wiederkehrenden Prüfungen an einer Speisewasserleitung wurden Befunde an einer Halterung festgestellt. Es wurden abgescherte und deformierte Befestigungsschrauben von Halteblechen festgestellt.

Ursache

Als Ursache konnten Kondensationsschläge bei Inbetriebnahme der Speisewasserleitungen nach Kurzstillständen identifiziert werden.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder werden wiederholt an- und abgeschaltet. Insbesondere die wiederholte Abschaltung und Inbetriebnahme von Systemen kann zu diversen Fehlermechanismen wie zum Beispiel Druckschlägen führen.

Fehlermechanismus

Kurzstillstände

Kondensationsschläge

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.4.14 Ereignis 26

Beschreibung

Es wurden wiederholte Abweichungen in der Borkonzentration beobachtet. Eine genauere Recherche ergab, dass bereits seit 1991 immer wieder Abweichungen aufgetreten sind. Das Problem wurde jedoch nicht bereichsübergreifend kommuniziert.

Ursache

Als Ursache für die mangelhafte Kommunikation konnte eine nicht abgestimmte Zuständigkeit in den Prüfordnungen identifiziert werden.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung der Änderungen kann es zu diversen Fehlern kommen. Insbesondere der Aspekt der notwendigen Kommunikation kann bei geänderten Prüfvorschriften relevant sein.

Fehlermechanismus

Probleme bei der Kommunikation

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.15 Ereignis 27

Beschreibung

Es wurden in der Anlage vermehrt Abweichungen zwischen eingesetzten Bauteilen und der entsprechenden Dokumentation festgestellt.

Ursache

Als wahrscheinliche Ursache ist von Fehleinträgen in die Stück- und Komponentenlisten auszugehen.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung der Änderungen kann es zu diversen Fehlern kommen. Hierbei spielt insbesondere auch der Aspekt der Dokumentation eine wesentliche Rolle.

Fehlermechanismus

Fehlerhafte Dokumentation

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.16 Ereignis 28

Beschreibung

Im Zuge des Checks der Anlage zum Abschluss der Revision wurde festgestellt, dass bei hohem Füllstand lediglich eine Redundante der Überwachung des Reaktorfüllstandes anstand. Im Zuge der Fehlersuche wurde festgestellt, dass jeweils ein Zeltglied in zwei der drei Anregekanäle nicht geschaltet hatte.

Ursache

Die Ursache konnte beim „Sofortkontakt“ im Bereich des Vorwiderstands der Spule gefunden werden. An den Kontakten konnten geringe Verunreinigungen vorgefunden werden, wie sie über die normale Umgebung eingetragen werden. Es ist davon auszugehen, dass bei den beiden auffälligen Relais die geringe Anzahl von Schaltvorgängen nicht für eine Selbstreinigung der Kontakte ausreichte.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet. Die veränderten Bedingungen können unter anderem zu einer verringerten Anzahl von Schalthandlungen und entsprechend zum Verkleben von Kontakten führen.

Fehlermechanismus

Verringerte Anzahl von Schalthandlungen
Verunreinigung

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.4.17 Ereignis 29

Beschreibung

Es wurde eine Abweichung zwischen der Ausführung in der Anlage und der entsprechenden Dokumentation zu den Lochdurchmessern und der Teilung der eingesetzten Siebe festgestellt.

Ursache

Die Lochblechabdeckung ist im Jahre 1994/95 modifiziert worden. Dabei kam es zu einer Abweichung zwischen Angebotsanfrage und Angebot/Bestellung. Bei der Bestellung ist die Abweichung weder von der projektlenkenden Firma noch von der Anlage bemerkt worden.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung der Änderungen kann es zu diversen Fehlern kommen. Hierbei spielt insbesondere auch der Aspekt der Dokumentation bei der Bestellung eine wesentliche Rolle.

Fehlermechanismus

Fehlerhaft durchgeführte Änderung

Fehlerhafte Dokumentation

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.18 Ereignis 30

Beschreibung

Bei einer routinemäßigen vorbeugenden Instandhaltung wurde erkannt, dass die Motorbefestigung einer Nachkühlpumpe entgegen der Dokumentation nicht mit dem Grundrahmen verstiftet war. Eine weiterführende Überprüfung ergab an 29 von 71 Motoren vergleichbare Befunde bei der Verstiftung der Füße.

Ursache

Die Ursachenanalyse ergab als wesentliche beitragende Faktoren für die Entstehung der Abweichungen das Arbeitsverhalten der Beteiligten und eine Abweichung von Regeln bei der Änderung und bei der Ausführung von Arbeiten an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb der Anlage vermehrt Änderungs- oder Demontage-Arbeiten durchgeführt werden. Insbesondere die Planung und Organisation birgt hierbei ein erhebliches Fehlerpotential. Hierbei spielt insbesondere auch der Aspekt der Dokumentation eine wesentliche Rolle.

Fehlermechanismus

Unzureichender Qualität in der Arbeitsdurchführung

Fehler bei Umbauarbeiten

Unzureichende Organisation

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.19 Ereignis 31

Beschreibung

Bei einer wiederkehrenden Prüfung an den Kondensatablaufleitungen des Frischdampfsystems wurde ein Materialabtrag bis nahe an die rechnerisch zulässige Mindestwandstärke festgestellt.

Ursache

Bereits 1997 wurde in den entsprechenden Leitungen der Werkstoff gegen einen wartungsärmeren ausgetauscht. Dieser Austausch wurde jedoch nicht vollständig durchgeführt. Die Prüforte entfielen dennoch vollständig aus den Prüfvorschriften.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung der Änderungen, insbesondere auch bei der entsprechenden Anpassung der entsprechenden Prüfvorschriften, kann es zu diversen Fehlern kommen.

Fehlermechanismus

Unvollständig umgesetzter Änderungsdienst

Fehlerhafte Prüfvorschrift

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.20 Ereignis 32

Beschreibung

Die Anlage befand sich bei Ereigniseintritt im Zustand „unterkritisch heiß“. Primärseitig waren drei Hauptkühlmittelpumpen in Betrieb, sekundärseitig alle vier Dampferzeuger zur betrieblichen Hauptwärmesenke durchgeschaltet.

Dieser Anlagenzustand wurde zur Schonung der Speisewasserleitungen so geändert, dass drei Dampferzeuger sekundärseitig isoliert wurden. Gleichzeitig gab der Schichtleiter die Durchführung der WKP „Langzeitumschaltung EB-Schienen“ frei, während der bestimmungsgemäß die zum nicht isolierten Dampferzeuger gehörende Pumpe abgeschaltet wurde. Nach Abschaltung der Pumpe kam es zu einem Druckanstieg in den isolierten Dampferzeugern von 71 bar auf 74 bar. Dies führte zur Auslösung des Teilabfahrsignals in allen vier Dampferzeugern (niedriger Einstellwert 74 bar wegen vorhergegangenem Streckbetrieb).

Ursache

Der Schichtleiter wurde über die Änderung des Anlagenzustandes nicht informiert.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb vermehrt veränderte Anlagenzustände auftreten. Diese veränderten Anlagenzustände bergen sowohl aus organisatorischer als auch technischer Sicht ein erhöhtes Fehlerpotential. Zwei Aspekte sind im vorgestellten Ereignis relevant. Der ungewöhnliche Anlagenzustand des Streckbetriebs bedingt eine technische Veränderung. Des Weiteren wird deutlich, dass die mangelnde Kommunikation über den geänderten Anlagenzustand als Fehlermechanismus zu benennen ist.

Fehlermechanismus

Veränderter Anlagenzustand

Mangelnde Kommunikation

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

Besondere Fahrweise

5.3.4.21 Ereignis 33

Beschreibung

Im Rahmen einer betrieblichen Umschaltung der 380-V-Versorgung der doppeltversorgten Notstromschiene wurden vom Schichtpersonal Abweichungen vom Sollzustand festgestellt. Bei signalisierter scheibenzugehöriger Versorgung war in Wirklichkeit die Versorgung aus der Nebenscheibe eingeschaltet.

Ursache

Bei der Ausführung der Änderung in der Revision 1993/94 wurde aufgrund fehlender Hinweise im Stromlaufplan angenommen, dass die Bezeichnung „Einspeisung 1“ die Einspeisung aus der eigenen Scheibe bedeutet, und die Bezeichnung „Einspeisung 2“ die aus der Nebenscheibe. Entsprechend wurde die Meldeverdrahtung angepasst. Tatsächlich bewirkte aber die Schalterstellung „1“ Versorgung aus der Nebenscheibe und die Stellung „2“ Versorgung aus der eigenen Scheibe.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung der Änderungen kann es zu diversen Fehlern kommen. In diesem konkreten Ereignis ist die Dokumentation von wesentlicher Bedeutung.

Fehlermechanismus

Unvollständiger Stromlaufplan

Fehler bei Änderung

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.22 Ereignis 34

Beschreibung

Es wurde eine Leckage an einem Rohr des Kühlwasserkühlers des Notstandsdiesels beobachtet.

Ursache

Als Ursache konnte Lochkorrosion aufgrund des intermittierenden Betriebs identifiziert werden.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu veränderten Strömungsgeschwindigkeiten bis hin zu stagnierenden Medien kommen. Diese veränderten Bedingungen können aus verschiedenen Gründen Effekte wie z. B. Korrosion und Erosion begünstigen.

Fehlermechanismus

Intermittierender Betrieb

Stagnierendes Medium

Korrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4.23 Ereignis 35

Beschreibung

Im Zuge des Anfahrens nach Übergang in den Leistungsbereich öffneten die beiden Vollastregelventile der Kondensatablaufregelung fehlerhaft, wodurch aufgrund der erhöhten Kondensatmenge eine zweite Hauptkondensatpumpe automatisch zugeschaltet wurde. Bei Unterschreiten des Niveaugrenzwertes „Hotwell < min“ wurden beide Hauptkondensatpumpen „SCHUTZ-AUS“ geschaltet.

Ursache

In der vorangegangenen Revision wurde eine weitere Durchflussmessung ergänzt, um für die Kondensatablaufregelung den Mittelwert der Signale verwenden zu können. Bei der Einbringung dieser Änderung wurde die Polarität an der betreffenden Baugruppe vertauscht. Das invertierte Signal der Regelabweichung führte zum fehlerhaften Öffnen der Vollastregelventile.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb der Anlage vermehrt Änderungs- oder Demontearbeiten durchgeführt werden. Die Umsetzung oder auch Planung der Arbeiten beinhaltet ein erhöhtes Fehlerpotential. Hierbei kann insbesondere auch menschliches Versagen eine besondere Rolle spielen.

Fehlermechanismus

Fehler bei der Umsetzung einer Änderung

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.24 Ereignis 36

Beschreibung

Bei einer wiederkehrenden Prüfung ließ sich die Druckspeicherarmatur nicht von der Zweitsteuerstelle aus schließen.

Ursache

Bei einer Untersuchung wurde erkannt, dass die Schalthysterese des Stellantriebs durch eine geänderte Auslegung des Tellerfederpakets minimiert werden kann. Die Wirksamkeit der Auslegungsänderung wurde an einem Reserveantrieb nachgewiesen und nach Umbau des Druckspeicher-Armaturentriebs im Beisein des Gutachters bestätigt. Im Anlagenbetrieb zeigte sich jedoch, dass der Stellantrieb nach Änderung der Auslegung nicht mehr funktioniert.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung der Änderungen kann es zu diversen Fehlern kommen. Insbesondere die Fehleinschätzung einer Änderungsmaßnahme stellt einen gesonderten Fehlermechanismus dar.

Fehlermechanismus

Änderung der Auslegung

Fehleinschätzung der Änderung

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.25 Ereignis 37

Beschreibung

Bei der Durchführung einer Wiederholungsprüfung sollte einer der Diesel durch Unterspannungsanregung auf die 6-kV-Schiene geschaltet werden. Beim Test schaltete der niederspannungsseitige Einspeiseschalter von der 6-kV-Schiene auf die 0.4-kV-Schiene fehlerhaft zu.

Ursache

Als Ursache konnte eine fehlende Verdrahtung im Testbetrieb festgestellt werden. Die „AUS“-Rückmeldung des Kuppelschalters zwischen den Schienen war fehlerhaft verdrahtet und damit eine fehlende Verriegelung für den Einspeiseschalterursächlich.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb vermehrt besondere Fahrweisen auftreten. Bei der Planung und Umsetzung veränderter Fahrweisen besteht ein erhöhtes Potential für technische oder organisatorische Fehler, wie zum Beispiel eine Fehlverdrahtung.

Fehlermechanismus

Prüfbetrieb

Fehlverdrahtung

Kategorisierung

Besondere Fahrweise

5.3.4.26 Ereignis 38

Beschreibung

Bei einer Routinebegehung wurde ein durch Temperatureinwirkung beschädigter Messumformer an einem Notstromdieselaggregat festgestellt.

Ursache

Der Kondensator im Messumformer wurde durch Temperatureinfluss zu stark beansprucht.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb vermehrt veränderte Anlagenzustände auftreten. Hierzu zählen unter anderem veränderte Temperaturbelastungen. Diese veränderten Anlagenzustände bergen aus technischer Sicht ein erhöhtes Fehlerpotential.

Fehlermechanismus

Veränderte Temperaturbelastung

Defekter Kondensator im Messumformer

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4.27 Ereignis 39

Beschreibung

Bei der Inspektion von Rückschlagklappen des Hauptspeisewassersystems wurden Defekte an den Halterungen der Klappenplatten erkannt.

Ursache

Die Rückschlagklappen waren gegenüber der Ursprungsausführung mit einer Öffnungsbegrenzung nachgerüstet worden. Diese Öffnungsbegrenzung bewirkte, dass die Klappenplatte im Gehäuse nicht mehr ausreichend festgelegt geführt wurde. Hierdurch konnte die Klappe hin- und herschwingen, so dass es an der Halterung zu einem Schwingungsbruch kam.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung der Änderungen kann es zu diversen Fehlern kommen. So können Änderungen und Nachrüstungen zum Beispiel technische Eigenschaften signifikant verändern.

Fehlermechanismus

Änderung der Ausführung
Schwingungsbruch

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4.28 Ereignis 40

Beschreibung

Nach dem Probetrieb und anschließendem längeren Stillstand wurden verklemmte Kolbenringe der Ventilkolben der Frischdampfventile festgestellt. Die metallographischen Untersuchungen ergaben eine zum Teil erhebliche Korrosion.

Ursache

Das Verklemmen beruhte auf der korrosionsbedingten Volumenzunahme der Nitrierschicht. Die Korrosion wurde durch den Anlagenstillstand begünstigt

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu stillstandbedingter Korrosion kommen.

Fehlermechanismus

Längerer Anlagenstillstand
Korrosion

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.4.29 Ereignis 41

Beschreibung

An den Zwischenkühlern der Betriebskühlkreise, wurden starker Korrosionsangriff und Schwingungsschäden in den vom Flusswasser durchströmten Rohren festgestellt.

Ursache

Als Ursache konnte eine ungenügende Schutzschichtbildung und unzulässig lange Stillstandzeiten der Zwischenkühler in nicht ausreichend sauberem Zustand festgestellt werden, d. h. die Zwischenkühler waren im Probebetrieb unsachgemäß gefahren worden.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb vermehrt besondere Fahrweisen auftreten. Ein unsachgemäßes Fahren dieser besonderen Fahrweisen oder unzulässig lange Stillstandzeiten können zu einer Vielzahl von Fehlern führen.

Fehlermechanismus

Unzulässig lange Stillstandzeiten

Nicht ausreichend sauberer Zustand aufgrund unsachgemäßer Fahrweise

Korrosion

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.4.30 Ereignis 42

Beschreibung

Bei Wirbelstromprüfungen der Berohrung des Zwischenkühlers wurden Anzeichen von Innenfehlern festgestellt. Es wiesen 3200 Rohre Wandstärkenschwächungen auf.

Ursache

Ursache waren korrosionsbedingte Wandstärkenschwächungen durch ungenügende Schutzschichtbildung und unzulässig lange Stillstandzeiten der Kühler in nicht sauberem Zustand.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb vermehrt besondere Fahrweisen auftreten. Ein unsachgemäßes Fahren dieser besonderen Fahrweisen oder unzulässig lange Stillstandzeiten können zu einer Vielzahl von Fehlern führen.

Fehlermechanismus

Unzulässig lange Stillstandzeiten

Nicht ausreichend sauberer Zustand aufgrund unsachgemäßer Fahrweise

Korrosion

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.4.31 Ereignis 43

Beschreibung

Bei der Vorbereitung zum Probetrieb eines der Notstromdieselaggregate wurde ein Schaden am Niedertemperaturkühler festgestellt.

Ursache

Ursache war transkristalline Spannungsrisskorrosion aufgrund konstruktiv bedingter Spannungen und Korrosion. Der Korrosionsangriff wurde auf belüftetes, langsam verdunstendes und sich dabei konzentrierendes Wasser zurückgeführt.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb vermehrt veränderte Anlagenzustände auftreten. Diese veränderten Anlagenzustände bergen sowohl aus organisatorischer als auch technischer Sicht ein erhöhtes Fehlerpotential. In diesem konkreten Ereignis war belüftetes, langsam verdunstendes Wasser ursächlich.

Fehlermechanismus

Testbetrieb

Belüftetes, sich aufkonzentrierendes Wasser

Korrosion

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.4.32 Ereignis 44

Beschreibung

Anlässlich der Funktionsprüfungen (Testbetrieb) der Nachkühlsysteme traten Schäden an einigen mit elektromagnetischen Stellantrieben ausgerüsteten Keilplattenschiebern auf.

Ursache

Eine Überprüfung ergab, dass die Keilplattenschieber im Testbetrieb zum Teil extremen Belastungen ausgesetzt waren, die nicht den betrieblichen Beanspruchungen entsprachen.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb vermehrt besondere Fahrweisen auftreten. Diese veränderten Anlagenzustände bergen sowohl aus organisatorischer als auch technischer Sicht ein erhöhtes Fehlerpotential. So können während besonderer Fahrweisen zum Beispiel extreme Belastungen auftreten, die die betrieblichen Anforderungen überschreiten.

Fehlermechanismus

Testbetrieb

Zu hohe mechanische Belastungen

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.4.33 Ereignis 45

Beschreibung

Im Rahmen eines geplanten Rohrleitungstausches wurde bei der Herstellung der Baugrube im Freigelände beim Freilegen der Vorlaufleitung eine Leckage festgestellt.

Ursache

Als Ursache konnte eine partielle sauerstoffinduzierte Muldenkorrosion festgestellt werden. Es konnte am unlegierten Stahl eine lokal beschädigte Außenbeschichtung festgestellt werden. Diese führte zusammen mit teilbelüfteten Zuständen während Stillstandszeiten zur Korrosion.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb die abzuführende Wärmemenge signifikant verringert ist. Viele Systeme sind dementsprechend deutlich geringer belastet oder vollständig oder temporär freigeschaltet. Deswegen kann es in unterschiedlichen Bereichen zu stillstandsbedingter Korrosion durch zum Beispiel Sauerstoffeintrag kommen.

Fehlermechanismus

Stillstand

Sauerstoffeintrag

Korrosion

Kategorisierung

Besondere Fahrweisen

5.3.4.34 Ereignis 46

Beschreibung

Im Reaktorgebäudesumpf wurden Abweichungen vom in Genehmigungsunterlagen spezifizierten Zustand bezüglich der Betonaufkantung sowie der Fläche und der Maschenweite der Sumpfsiebe festgestellt.

Ursache

Die durch die vorhandenen bauseitigen Randbedingungen verursachten Abweichungen bei der Errichtung der Sumpfsiebe wurden nicht in den Genehmigungsunterlagen berücksichtigt.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung, insbesondere auch bei der Dokumentation der Änderungen kann es zu diversen Fehlern kommen.

Fehlermechanismus

Änderung

Fehler bei der Dokumentation

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.4.35 Ereignis 47

Beschreibung

Das Abgassystem fiel durch Abschaltung des Abgaskompressors aufgrund „Druck tief vor Kompressor“ aus. Ursache war ein Abschluss der Saugleitung infolge bestimmungsgemäßer Funktion des Schwimmerabsperrentils bei Wasseranfall. Hervorgerufen wurde der Wasseranfall durch Kondensatstau in der Entwässerungsleitung bei freigeschaltetem Entwässerungsbehälter.

Ursache

Ursächlich für den Ausfall war, dass am Behälter verschiedene Inspektionsarbeiten durchgeführt wurden und die ersatzweise installierte Wasserableitung zum Entwässerungsbehälter nur unzureichend funktionierte, sodass es zum Kondensatstau kommen konnte.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen in den Anlagen vorgenommen wird. Bei der Planung und Umsetzung, insbesondere auch bei der Ausführung von übergangsweisen Installationen kann es zu diversen Fehlern kommen.

Fehlermechanismus

Änderung

Fehlerhafte Installation

Kondensatstau

Kategorisierung

Besondere Fahrweise

5.3.4.36 Ereignis 48

Beschreibung

Wegen Werkstoffumstellung im Rahmen einer Spezifikationsänderung kam es zum Fressen des Mindestmengenschiebers im Freilaufückschlagventil. Dadurch blieb das Freilaufückschlagventil hängen.

Ursache

Als Ursache konnte eine Werkstoffumstellung im Rahmen einer Spezifikationsänderung identifiziert werden. Dadurch kam es zum Fressen des Mindestmengendreh-schiebers am Freilaufückschlagventil.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb eine Vielzahl von Änderungen, insbesondere auch nach Spezifikationsänderungen, in den Anlagen vorgenommen werden. Hierbei können diverse Fehler auftreten, zum Beispiel durch den für den konkreten Einsatz unerprobter neuer Materialien.

Fehlermechanismus

Spezifikationsänderung
Unerprobter Werkstoff

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.5 Internationale Ereignisse

5.3.5.1 Ereignis 49

Beschreibung

Bei einer Modifikation während der Revision waren Kabel ausgetauscht worden. Nach Beginn des Leistungsbetriebes traten in einem kurzen Zeitraum mehrere Erdschlüsse auf.

Ursache

Als Ursache wurden Schrumpfschläuche in Abzweiggkästen identifiziert, die für die dort herrschenden Temperaturen von 270 °C ungeeignet waren. Die hohe Temperatur war wegen einer veränderten thermischen Isolierung aufgetreten. Die thermische Isolierung war ebenfalls während der Revision verändert worden. Die daraus folgende veränderte Umgebungsbedingung war bei der Planung des Austausches der Kabel nicht berücksichtigt worden.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb gehäuft veränderte Umgebungsbedingungen auftreten, die bei Änderungen berücksichtigt werden müssen. Insbesondere sind veränderte Umgebungsbedingungen, die sich durch andere Änderungen ergeben, zu berücksichtigen.

Fehlermechanismus

Veränderte Umgebungsbedingungen nicht berücksichtigt.

Kategorisierung

Organisatorische und personelle Randbedingungen
Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.5.2 Ereignis 50

Beschreibung

Beim Entgasen des Primärkreislaufs kam es zum vollständigen Ausfall der Nachkühlung durch Strudelbildung in den Ansaugleitungen der Nachkühlpumpen.

Ursache

Wesentliche Ursache war ein gegenüber der sonst üblichen Betriebsweise erhöhter Durchfluss, der wegen der zu der Zeit gegenüber dem Normalfall erhöhten Nachzerfallsleitung aufgrund eines kürzeren Anlagenstillstandes gewählt worden war. Bei der technischen Überlegung, ob diese Einstellung geeignet sei, war das Vakuum zum Entgasen nicht berücksichtigt worden. Zusätzlich wurde das Ereignis durch einen besonders niedrigen Kühlmittelstand und vermutlich eine Luftansammlung in den Pumpen sowie die Nichtverfügbarkeit der Entlüftung der Pumpen während der Entgasung negativ beeinflusst.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb verstärkt zuvor noch nicht aufgetretene Betriebsweisen von Systemen vorkommen können.

Fehlermechanismus

Bei technischer Überlegung wurden nicht sämtliche auftretende Randbedingungen berücksichtigt.

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.5.3 Ereignis 51

Beschreibung

Beim Betrieb einer Pumpe trat eine Undichtigkeit der Wellendichtung auf.

Ursache

Die Undichtigkeit der Wellendichtung wurde durch eine lokale Überhitzung der Welle verursacht, die durch einen Kontakt von Dichtungshülse und Dichtungsflansch verursacht wurde. Dieser wurde durch ein hydraulisches Ungleichgewicht bzw. Massenungleichgewicht verursacht, das sich durch im Laufrad hängengebliebenes Fremdmaterial ergab. Das Fremdmaterial stimmte mit Material überein, das zum zeitweisen Absperren eines Rohrleitungsabschnitts verwendet worden war.

Nachbetriebsrelevanz

Direkte Einflüsse durch Rück- oder Umbauarbeiten wie Fremdkörpereintrag, Staubbelastung oder mechanische Einflüsse von außen haben als Fehlermechanismus eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb.

Fehlermechanismus

Eintrag von Fremdmaterial aus der zeitweisen Abspernung eines Rohrleitungsabschnitts.

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

5.3.5.4 Ereignis 52

Beschreibung

Rohrleitungen des Sicherheitseinspeise- und Containmentsprühsystems wurden systematisch nicht vollständig gefüllt und entlüftet. Hiervon waren alle Anlagen einer Bau-
linie in unterschiedlichem Maße betroffen.

Ursache

Es wurden zwei verschiedene Ursachen identifiziert. Zum einen wurden nach einer organisatorischen Änderung zwei verschiedene Organisationseinheiten mit dem Füllen und Entlüften von verschiedenen Teilen der Rohrleitungen zuständig. Die nicht sachgerechte Abgrenzung führte dazu, dass ein Teil der Rohrleitungen nicht befüllt wurde. Zum anderen war eine technische Modifikation nicht in den Prozeduren berücksichtigt worden. Darüber hinaus lagen Design- bzw. Herstellungsfehler vor, die durch die vorliegende Rohrgeometrie eine vollständige Entlüftung und Füllung verhinderten.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb gehäuft organisatorische Änderungen auftreten und Modifikationen durchgeführt werden, die in Prozeduren zu berücksichtigen sind.

Fehlermechanismus

Nicht sachgerechte Abgrenzung von Zuständigkeiten bei organisatorischer Änderung
Technische Änderung nicht in Prozeduren berücksichtigt

Kategorisierung

Organisatorische oder personelle Randbedingungen

5.3.5.5 Ereignis 53

Beschreibung

Beim einem Diesel wurde eine hohe Chromkonzentration im Schmiermittel gefunden. Nähere Untersuchungen zeigten eine erhebliche Riefenbildung an zahlreichen Zylinderbuchsen und Kolbenringen.

Ursache

Durch unzureichende Abdichtung bei der Reinigung des Ladeluftkühlers durch Sandstrahlen war Sand in den Dieselmotor gelangt.

Nachbetriebsrelevanz

Direkte Einflüsse durch Rück- oder Umbauarbeiten wie Fremdkörpereintrag, Staubbelastung oder mechanische Einflüsse von außen haben als Fehlermechanismus eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb.

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen.

5.3.5.6 Ereignis 54

Beschreibung

Bei Prüfungen zweier Wärmetauscher wurde festgestellt, dass diese eine unzureichende Wärmeübertragung aufweisen.

Ursache

Die Wärmetauscher waren mit geringem Durchfluss betrieben worden. Durch die damit einhergehende geringe Ausbildung von Turbulenz kam es zu Schlammablagerungen.

Nachbetriebsrelevanz

Dieses Ereignis hat eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb vielfach abweichende Betriebsbedingungen von Komponenten auftreten, insbesondere geringer Durchfluss von Wärmetauschern.

Fehlermechanismus

Ablagerung durch geringen Durchfluss durch Wärmetauscher

Kategorisierung

Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen

6 Zusammenfassung

6.1 Vergleich der Auswertung des Standes von Wissenschaft und Technik mit der Auswertung der Sicherheitsanalysen

In diesem Abschnitt werden die Erkenntnisse aus der Auswertung der relevanten Literatur mit der Auswertung der Sicherheitsanalysen verglichen.

Tätigkeiten im Nachbetrieb, die zur Gefährdung von Schutzziele führen können, werden in den ausgewerteten Sicherheitsanalysen nur ansatzweise betrachtet. Überwiegend wurden die relevanten Ereignisse nach Sicherheitsanforderungen untersucht, und die vorhandenen Maßnahmen zur Beherrschung dieser Ereignisse beschrieben. Die folgende Tabelle zeigt eine Gegenüberstellung der Fehlermechanismen aus der Literatur und Systemtechnik. Freie Tabellenfelder bedeuten, dass ein entsprechender Sachverhalt in der Quelle nicht vorhanden ist.

Tab. 6.1 Gegenüberstellung der Fehlermechanismen aus Literatur und Systemtechnik

Aspekte für Fehlermechanismen	Literatur		Systemtechnik
	National	International/ IAE 04/	Sicherheitsanalyse, Betriebserfahrung
Reaktivitätskontrolle			Störung in der Bor-konzentration (DWR 1)
	Sicherstellen der Unterkritikalität in BE-Lagerbecken und RDB (Stilllegungsleitfaden)	Untersuchung der Auswirkung auf das BE-Lagerbecken hinsichtlich Unterkritikalität bei Vollaussladung	Fehlbelegung ist nicht mehr möglich, da schon alle BE im Lagerbecken (DWR 1) ggf. für Anlagen relevant, die künftig abgeschaltet werden
			Beim Transport höher angereicherter BE sollen sog Quertransportbehälter (DWR 1 zum Nachbarblock) nur teilbeladen werden. → ggf. Fehlbeladung von Transportbehältern mit BE höherer Anreicherung (DWR 1)

Aspekte für Fehlermechanismen	Literatur		Systemtechnik
Schutzziel	National	International/ IAE 04/	Sicherheitsanalyse, Betriebserfahrung
Abfuhr der Nachzerfallsleistung	Potentielle Probleme bei Dieselbetrieb mit geringer Leistung /TÜV 12/		Siehe RSK-Stellungnahme und GRS WLN 2013-03. DWR 2 und DWR 3 haben daraufhin die Mindestlast ermittelt (30%) und BHB-Prozeduren eingeführt, um die Mindestlast einzuhalten.
		Beeinträchtigung der Kühlmittelzirkulation durch Korrosionsprodukte oder Fremdpartikel	Ausfall Lagerbckenkühlung (DWR 1 bis 3)
		Ausfall der internen oder externen Energieversorgung	Notstromfall (DWR 1 bis 3)
Einschluss Radioaktivität	Handhabungsfehler: Absturz von Behältern, Absturz von Lasten auf Behälter, Kollisionen steigende Bedeutung durch Zunahme schwerer Transportvorgänge	Handhabungsfehler (wird als sicherheitstechnisch kritischste Tätigkeit gesehen): Beschädigung beim Hantieren von BE, z. B. durch Festfressen in den Lagergestellen	Brennelementbeschädigung bei der Handhabung (DWR 1 bis 3) Beschädigung der Materialschleuse beim Ausschleusen von Castor-Behältern siehe: GRS WLN 2015-05
	Chemische Einwirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme bei Dekontaminationsarbeiten	Ausbreiten kontaminierter Stoffe bei Dekontararbeiten	Fehler bei Handhabung radioaktiver Stoffe: Leckagen, Absturz, Überfüllen (DWR 2)
		Versagen von Rohrleitungen und Tanks mit radioaktivem Material	Bruch einer Rohrleitung in der Abgasreinigung (DWR 3)
		Rückbau von Systemen und Erstellen von neuen Systemen. Dabei kommt es ggf. zu Rückwirkungen mit verbliebenen Systemen	
		Geänderte Betriebsbedingungen für Systeme (z. B. Lüftungssysteme bei erhöhtem Aerosolaufkommen)	

Aspekte für Fehlermechanismen	Literatur		Systemtechnik
Schutzziel	National	International/ IAE 04/	Sicherheitsanalyse, Betriebserfahrung
		Handhabung großer Mengen radioaktiver Flüssigkeiten aus Systementleerungen u. Dekontaminationen	Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung (DWR 3)
		Brand: erhöhtes Risiko durch vermehrten Anfall u. Lagerung brennbarer Abfälle in der Anlage	Brand (DWR 1 – 3), Brand in Trocknungsanlage für Reststoffe siehe WLN 2015-02
	Einwirkungen von außen		Erdbeben (DWR 2, DWR 3)
			Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle (DWR 1, DWR 3), Einwirkung vom Nachbarblock (DWR 1) äußerer Brand, Hochwasser (DWR 3)
		Wechselwirkung mit anderen Anlagen am Standort z. B. Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt, Umstürzen von Schwenk u. Baukränen)	Einwirkungen vom Nachbarblock (DWR 1, DWR 3)
Begrenzung Strahlenexposition		Reinigungs- und Dekontaminationsarbeiten	Leckagen bei der Primärkreisdekontamination (DWR 2)
		Höhere Belastung durch Anhäufung kontaminierter Stoffe	
		höhere Belastung der Luftfilter durch erhöhtes Aerosolaukommen	Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen mit Mobilisierung radioaktiver Aerosole (DWR 1)
		Ereignisse mit kontaminierten Filterharzen	
		Handhabung großer Mengen radioaktiver Flüssigkeiten aus Entleerungen u. Dekontaminationen	Behandlung radioaktiver Abwässer (DWR 2)

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass der IAEA-Guide /IAE 04/ die umfassendste Liste der möglichen Fehlermechanismen im Nachbetrieb präsentiert. Die in den Sicherheitsanalysen untersuchten Mechanismen bzw. Ereignisse orientieren sich vorwiegend an den Vorgaben der Störfalleitlinien, die aber für den Leistungsbetrieb konzipiert wurden. So wurden einige der in /IAE 04/ aufgeführten Ereignisse in den Sicherheitsanalysen durch repräsentative Ereignisse abdeckend untersucht, z. B. „höhere Belastung der Luftfilter durch erhöhtes Aerosolaufkommen“ durch „Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen mit Mobilisierung radioaktiver Aerosole“.

6.2 Diskussion der relevanten Fehlermechanismen ausgehend von der Systemtechnik

Im Rahmen der Auswertung und Diskussion der Systemtechnik konnten eine Vielzahl von Fehlermechanismen identifiziert werden, die insbesondere im Nachbetrieb eine übergeordnete Rolle spielen. Diese Fehlermechanismen sind nachfolgend zusammengefasst.

Die möglichen Fehlermechanismen verstehen sich grundsätzlich als Mechanismen zur Beeinträchtigung bis hin zur Verletzung der auch im Nachbetrieb relevanten Schutzziele: Unterkritikalität, Wärmeabfuhr, Rückhaltung der Aktivität und Begrenzung der Strahlenexposition, vor dem Hintergrund der im Nachbetrieb geänderten Anlagenrandbedingungen. Dies berücksichtigt sowohl Änderungen in der Systemtechnik (Änderung an Barrieren, Außerbetriebnahme von nicht mehr benötigten Systemen, als auch Handlungen, die mit dem Nachbetrieb und dem kommenden Rückbau zu tun haben (Dekontaminierungsarbeiten, Transport schwerer Lasten).

6.2.1 Fehlermechanismen zur Gefährdung der Unterkritikalität

Eine Rekritikalität bei Fehlbelegung wird durch die Anordnung der Lagergestelle und der vorhandenen Absorberschächte verhindert. Ereignisse, die ein Entleeren des BE-Lagerbeckens zur Folge haben, führen, ungeachtet der Schutzzielverletzung „Abfuhr der Nachzerfallswärme“, nicht zu einer Rekritikalität, da hierfür die Moderation des Kühlmittels nötig wäre. Ebenso wird bei Ereignissen, die eine Deformation der Lagergeometrie zur Folge haben (z. B. durch Absturz eines Brennelementes) nicht mit einer Rekritikalität gerechnet. In diesem Fall wird aber von einem Mindestborgehalt von

300 ppm Kredit genommen (z. B. im DWR 1). Das bedeutet, dass ein möglicher Fehlermechanismus die Veränderung der Lagergeometrie bei gleichzeitig vorhandener Deborierung des Lagerbeckenwassers sein könnte.

6.2.2 Fehlermechanismen zur Gefährdung der Kühlung der Brennelemente

Tätigkeiten im Rahmen des Nachbetriebes, die die Kühlung der Brennelemente beeinträchtigen können, werden in den Sicherheitsanalysen nicht genannt. Als Fehlermechanismen, die die Kühlung der Brennelemente gefährden können, sind dagegen die folgenden Ereignisse relevant:

- Der in Betrieb befindliche Beckenkühlstrang fällt aus und die vorgesehenen Ersatzstränge sind nicht verfügbar, z. B. durch Überflutung im Ringraum, bei der die Becken- und Nachkühlpumpen überflutet werden.
- Die Eigenbedarfsversorgung für die Beckenkühlung fällt durch Notstromfall aus und die Energieversorgung durch Notstromdiesel versagt.
- Eine Leckage aus dem Brennelement-Lagerbecken führt zur Freilegung der Brennelemente. Dabei fallen auch die Maßnahmen aus, die bei Leckagen zu ergreifen sind (Reparatur, Nachspeisen).
- Ein Erdbeben kann zu einer Kombination der oben genannten Auswirkungen führen (Notstromfall, Ausfall von nicht gegen Erdbeben gesicherten Kühlsträngen, Abriss von Anschlussleitungen am BE-Lagerbecken mit Leckage). Als Fehlermechanismus müssen die jeweils zur Beherrschung vorgesehenen Maßnahmen zusätzlich ausfallen.

Zu beachten ist, dass es bei länger andauerndem Nachbetrieb wegen der sehr geringen Nachwärmeleistung der Brennelemente im BE-Lagerbecken (< 1 MW) und dem damit verbundenen Aufheizgradient von < 1 K/h viele Stunden dauert, bis das Kühlmittel im BE-Lagerbecken zu verdampfen beginnt. In dieser Zeit können Reparaturen oder Ersatzmaßnahmen (z. B. Bespeisen des BE-Beckens mit Feuerwehrschauch) durchgeführt werden.

6.2.3 Fehlermechanismen zur Gefährdung des Einschluss radioaktiver Stoffe

Diese Gruppe der Fehlermechanismen ist für den Nachbetrieb relevant, da in der Regel Handlungen vorausgehen, die mit dieser Betriebsphase zusammenhängen.

- Bei der Handhabung von Brennelementen (z. B. beim Beladen von Brennelementen in Transportbehälter) oder beim Transport schwerer Lasten kann es zur Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre kommen, wodurch signifikante Mengen an radioaktiven Stoffen im Wesentlichen gasförmig frei gesetzt werden können. Die Sicherheitsbehälterschleusen sind zwar in diesen Fällen geschlossen, es wird aber Radioaktivität über Aerosolfilter über die SHB-Lüftung an die Umgebung abgegeben. Hierbei wird zusätzlich unterstellt, dass der automatische Lüftungsabschluss ausfällt und ein Abschluss von Hand erst nach 30 min. erfolgt. Die Freisetzungen bleiben aber laut Sicherheitsanalysen weit unterhalb der zulässigen Grenzwerte.
- Weitere Mechanismen sind Fehler, die beim Umgang mit flüssigen oder festen Reststoffen oder Abfällen auftreten z. B.:
 - Leckage eines Behälters oder Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit
 - Überspeisen oder Absturz von Gebinden mit radioaktiver Flüssigkeit
 - Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen
- Als abdeckend hinsichtlich der radiologischen Auswirkungen wird in den Sicherheitsanalysen ein Versagen eines Abwasserverdampfers im Hilfsanlagegebäude mit Auslaufen des gesamten Inhalts innerhalb von 30 min und anschließender Verdampfung angenommen. Dadurch gelangen radioaktive Aerosole in die Gebäude-luft was bei Überschreiten des Aktivitätsgrenzwertes zur automatischen Umschaltung der Abluftfilterung auf Aerosolfilter führt.
- Als weiterer Mechanismus für die Freisetzung radioaktiver Stoffe wird ein interner Brand angesehen. Hierbei ist der Brand im internen Fasslager des Hilfsanlagegebäudes abdeckend für die Lagerung von Abfällen. Die durch den Brand in die Raumluft freigesetzten radioaktiven Stoffe werden über Aerosolfilter, um den entsprechenden Rückhaltegrad reduziert, an die Umgebung abgegeben.

6.2.4 Fehlermechanismen zur Gefährdung der Begrenzung der Strahlenexposition

Mechanismen für die Gefährdung dieses Schutzzieles sind vorwiegend dann zu befürchten, wenn es bei Tätigkeiten im Nachbetrieb zu Fehlern kommt. Beispielsweise kann es bei der Dekontamination des Reaktorkühlkreislaufes, von Hilfssystemen sowie von Großkomponenten zu fehlerhaften Strahlenexpositionen kommen. Hierbei ist ein möglicher Fehlermechanismus eine Leckage mit Austritt von Dekontaminationsflüssigkeit. Dies kann im Sicherheitsbehälter, im Ringraum oder im Hilfsanlagegebäude passieren. In einer Sicherheitsanalyse wurde als abdeckender Fall der Abriss eines Schlauches auf der Druckseite der Dekontaminationsanlage angenommen. Dadurch kommt es zur Freisetzung von einer 95 °C heißer Chemikalie und einem Aktivitätsinventar von $8,1 \text{ E9 Bq}$.

Weitere Ereignisse, die die Begrenzung der Strahlenexposition gefährden können wären z. B. Fehler beim Abbau der Isolierungen von Primärkreislaufkomponenten und -rohrleitungen (z. B. werden durch Irrtum oder Planungsfehler Isolierungen an Rohrleitungen abgebaut, die noch Aktivität führen) oder bei der Behandlung radioaktiver Abwässer kontaminierter fester Abfälle (beschädigen, umstürzen, verschütten).

6.3 Diskussion der relevanten Fehlermechanismen ausgehend von der Betriebserfahrung

Im Rahmen der Auswertung und Diskussion der insgesamt 54 Ereignissen mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb konnte eine Vielzahl von Fehlermechanismen identifiziert werden, die insbesondere im Nachbetrieb eine übergeordnete Rolle spielen. Diese Fehlermechanismen sollen im Folgenden, geordnet nach den in Abschnitt 5.3.1 vorgestellten Kategorien, zusammengefasst werden.

6.3.1 Besondere Fahrweisen

Fehlermechanismen mit einem Bezug zu einer besonderen Fahrweise haben eine erhöhte Bedeutung für den Nachbetrieb, da im Nachbetrieb oder in der Stilllegungsphase vermehrt besonderen Fahrweisen auftreten. Besondere Fahrweisen bedingen eine Veränderung von Systemzuständen und Systemnutzungen. So werden Verschaltungen und Verdrahtungen geändert, Komponenten in anderen Zuständen und Stellungen gefahren oder Systeme und Komponenten ganz freigeschaltet.

Eine nicht sachgemäße Fahrweise oder ein wiederholtes, unstetes Inbetriebnehmen von Systemen kann darüber hinaus eine Veränderung in der Belastung von Schienen oder in der mechanischen Belastung von Komponenten, durch zum Beispiel Kondensationsschläge oder Schwingungen bedingen. Auch eine Veränderung in der Anzahl von Schaltheftungen kann zum Beispiel Fehler in Form von verklebenden Kontakten begünstigen.

Ein konkretes Beispiel für eine besondere Fahrweise ist die Dekontamination. Hierbei könne unerprobte Chemikalien zum Einsatz kommen, die unter anderem unerwartete Korrosionseffekte bedingen können. Der Aspekt der veränderten Systemzustände ist hier jedoch ebenfalls besonders relevant.

Zuletzt sei noch darauf hingewiesen, dass besondere Fahrweisen neben den unmittelbaren Einflüssen auch indirekte Einflüsse auf Nachbarblöcke haben können. Als Beispiel kann hier die Spannungsversorgung genannt werden. Dies ist von zusätzlich erhöhter Relevanz, wenn sich der Nachbarblock noch im Leistungsbetrieb befindet.

6.3.2 Veränderte Betriebs- und Umgebungsbedingungen

Fehlermechanismen mit einem Bezug zu veränderten Betriebs- oder Umgebungsbedingungen haben eine erhöhte Bedeutung für den Nachbetrieb, denn befindet sich eine Anlage im Nachbetrieb oder in der Stilllegungsphase, treten vermehrt andere Betriebs- und Umgebungsbedingungen als im Leistungsbetrieb auf.

Diese basieren unter anderem auf der verringerten abzuführenden Wärmemenge oder vorbereitende Arbeiten für die Stilllegung. Es können zum Beispiel korrosive Bedingungen aufgrund neuer Werkstoffe, veränderter Strömungen, Aufkonzentration, Sauerstoffeintrag oder mikrobiologischer Belastung auftreten. Auch veränderte Drücke, Temperaturen oder eine abweichende Luftfeuchtigkeit stellen einen potentiellen Fehlermechanismus dar.

Direkte Einflüsse durch Rück- oder Umbauarbeiten wie Fremdkörpereintrag, Staubbelastung oder mechanische Einflüsse von außen fallen ebenfalls unter veränderte Betriebsbedingungen und haben als Fehlermechanismus eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb.

6.3.3 Organisatorische und personelle Randbedingungen

Fehlermechanismen mit einem Bezug zu organisatorischen und personellen Randbedingungen haben eine erhöhte Bedeutung für den Nachbetrieb, weil eine Anlage im Nachbetrieb oder in der Stilllegungsphase eine erhebliche Veränderung von organisatorischen und personellen Randbedingungen bedingt.

Veränderungen von personellen Randbedingungen können negative Auswirkungen auf Fachkunde, Erfahrung und Motivation des Personals haben. Aber auch allein die Häufung von Rück- und Umbaumaßnahmen bedingt eine Erhöhung von menschlichen Fehlern. Unter diese Fehler fallen neben Einzelfehlern, wie zum Beispiel einer falschen Kennzeichnung, auch solche, die auf unzureichender Qualität in der Arbeitsdurchführung und dem Nichteinhalten von Regeln basieren.

Die besonderen Begebenheiten während des Nachbetriebs oder auch der Stilllegung haben jedoch auch einen gesonderten Einfluss auf organisatorische Abläufe. Die Vielzahl von durchzuführenden Änderungen bedingt vermehrt Fehler bei der Kommunikation, der Dokumentation sowie der Prüfung und Instandhaltung. Als konkrete Beispiele können hier fehlerhafte Pläne, mangelhafte Prüfungen nach der Umbaumaßnahme oder auch Fehleinschätzungen von Änderungsmaßnahmen genannt werden.

Ein weiterer Aspekt, der insbesondere für den Nachbetrieb eine erhöhte Relevanz erlangt ist eine unzureichende oder nicht durchgeführte Ursachenforschung. Dies kann dadurch begründet werden, dass Komponenten oder Systeme aufgrund der Abschaltung der Anlagen zeitnah außer Betrieb genommen werden. Durch solche unzureichende Ursachenklärung können Auswertungen der Übertragbarkeit oder ein Potential zu gemeinsam verursachten Ausfällen auf Basis der Betriebserfahrung nicht mehr durchgeführt werden.

6.3.4 Statistische Auswertung der Kategorien

In diesem Abschnitt ist die Einordnung der nachbetriebsrelevanten Ereignisse in die drei in Kapitel 5.3.1 beschriebenen Kategorien gezeigt. Es ergibt sich die in Tab. 6.2 dargestellte Verteilung. Abb. 6.1 zeigt die Verteilung graphisch.

Bei der Betrachtung aller 54 Ereignisse, die eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb aufweisen, wird deutlich, dass es im Rahmen der statistischen Auswertung der nachbetriebsrelevanten Ereignisse insgesamt zu keiner Häufung einer der Kategorien beziehungsweise der für die entsprechende Kategorie typischen Fehlermechanismen kommt.

Auffällig ist jedoch, dass für die in Stilllegung befindlichen Anlagen kein Ereignis der Kategorie „Besondere Fahrweisen“ gefunden wurde. Dies könnte dadurch erklärt werden, dass die Anzahl der aktiv betriebenen Systeme gegenüber dem Leistungsbetrieb und Nachbetrieb reduziert ist.

Tab. 6.2 Einordnung der nachbetriebsrelevanten Ereignisse in die Kategorien

	Stilllegung	Nachbetrieb	Leistungsbetrieb	International	Gesamt
Besondere Fahrweisen	0	3	12	0	15
Veränderte Betriebs- und Umgebungsbedingungen	3	2	11	5	21
Organisatorische und personelle Randbedingungen	4	1	14	2	21

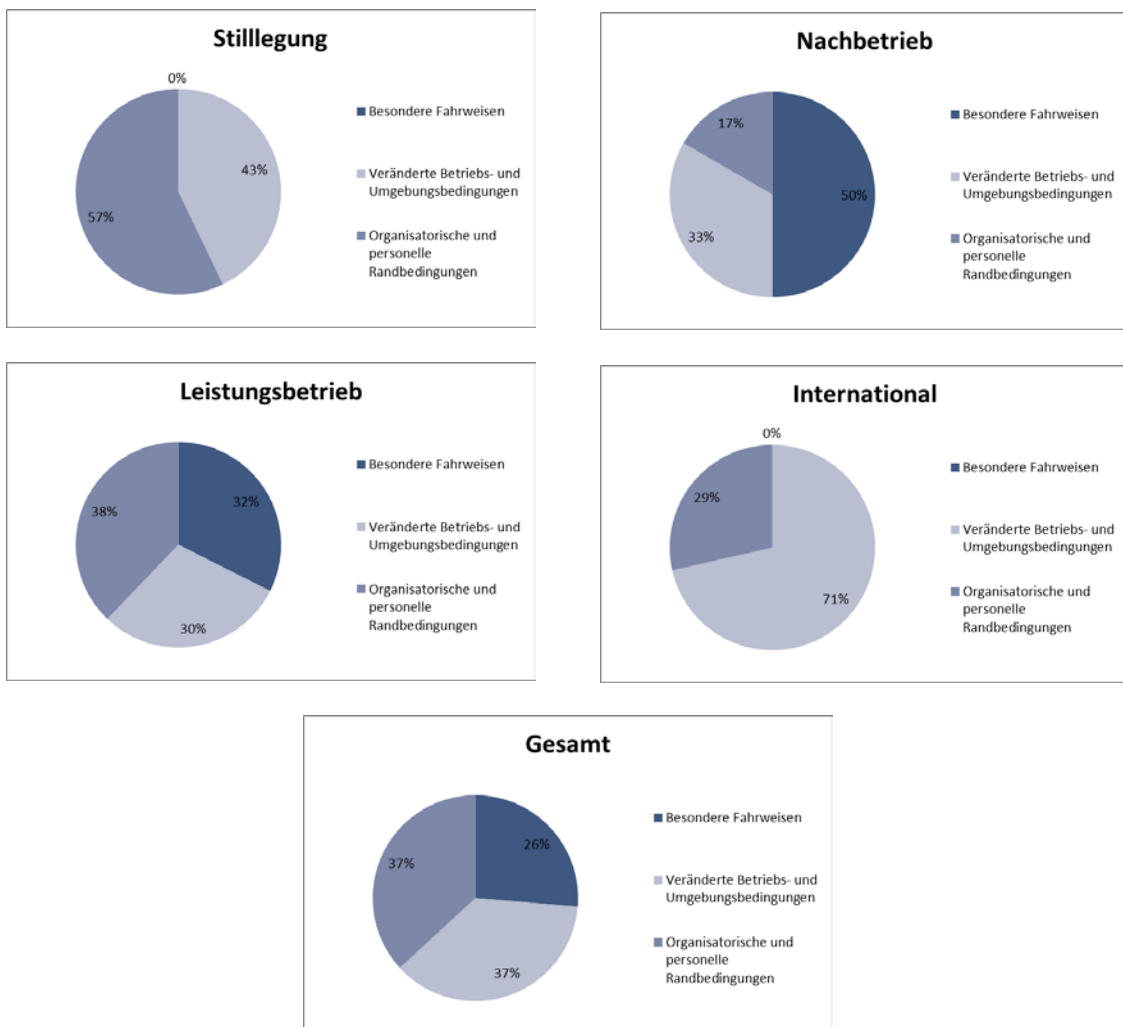


Abb. 6.1 Statistische Verteilung der Kategorien

6.4 Fazit

Bezüglich der Herleitung von Fehlermechanismen aus der nationalen und internationalen Literatur kann festgestellt werden, dass der IAEA-Guide /IAE 04/ die umfassendste Liste der möglichen Fehlermechanismen im Nachbetrieb präsentiert. Diese werden aber in den Sicherheitsanalysen überwiegend nicht explizit untersucht, da sich die Sicherheitsanalysen vorwiegend an den Vorgaben der Störfalleitlinien orientieren, die aber für den Leistungsbetrieb konzipiert wurden. So wurden einige der in /IAE 04/ aufgeführten Ereignisse in den Sicherheitsanalysen durch repräsentative Ereignisse abdeckend untersucht, z. B. „höhere Belastung der Luftfilter durch erhöhtes Aerosolaufkommen“ durch „Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen mit Mobilisierung radioaktiver Aerosole“. Trotzdem konnte eine Reihe von Fehlermechanismen aus den Sicherheitsanalysen abgeleitet werden, die die Systemtechnik betreffen.

Diese Mechanismen sind entweder in ihren Auswirkungen tolerierbar (z. B. Freisetzung unterhalb der zulässigen Grenzwerte) oder nur mit einem oder mehreren Zusatzausfällen möglich. Hinsichtlich der Schutzzielverletzung „Kühlung der Brennelemente“ ist bei länger andauerndem Nachbetrieb zusätzlich eine Zeitspanne von vielen Stunden (> 40 h) vorhanden, bis das Ausdampfen des BE-Lagerbeckens beginnt.

Bei der Auswertung der nationalen und internationalen Betriebserfahrung konnte eine Reihe von konkreten, nachbetriebsrelevanten Fehlermechanismen identifiziert werden. Diese kann man drei übergeordneten Kategorien „Besondere Fahrweisen“, „Veränderte Betriebs- oder Umgebungsbedingungen“ sowie „Organisatorische und personelle Randbedingungen“ zuordnen. Eine statistische Auswertung zeigt, dass diese Kategorien ähnlich häufig beobachtet werden.

Literaturverzeichnis

- /ARN 11/ S. Arnold, A. Kreuser, J. Voelskow: Internationales GVA Datenaustauschprojekt ICDE 2008 bis 2010: Systematische Aufbereitung der weltweiten Betriebserfahrung mit gemeinsam verursachten Ausfällen im Rahmen einer internationalen Expertengruppe, GRS-A-3578, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 2011
- /BMU 09/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMU): Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach §7 des Atomgesetzes vom 26.6.2009, Bundesanzeiger, Nr. 162a, vom 12.8.2009
- /BMU 10/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMU): Bekanntmachung einer Empfehlung der Entsorgungskommission (Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen) vom 11.11.2010, Bundesanzeiger, Nr. 187 vom 9.12.2010
- /BMU 14/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Merkpostenliste für die Durchführung einer Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus der Anlage für die Nachbetriebsphase, veröffentlicht von Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit, Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, 3-22 vom 2.10.2014
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22.1.2012, Neufassung vom 3. März 2015, BAnz AT 30.03.2015 B2
- /BMU 16/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach § 7 des Atomgesetzes vom 23.6.2016, BAnz AT 19.07.2016 B7

- /BRÜ 14/ B. Brück, A. Kreuser, J. Simon, J. Stiller: Internationales GVA Datenaustauschprojekt ICDE 2011 bis 2014: Systematische Aufbereitung der weltweiten Betriebserfahrung mit gemeinsam verursachten Ausfällen im Rahmen einer internationalen Expertengruppe, GRS-A-3748, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 2014
- /DOE 00/ U.S. Department of Energy (DOE): Decommissioning Handbook – Procedures and Practices for Decommissioning, Januar 2000,
<http://energy.gov/sites/prod/files/em/decomhandbk.pdf>
- /DOE 05/ U.S. Department of Energy (DOE): DOE Standard – Integration of Environment, Safety, and Health into Facility Disposition Activities, Volume 1 of 2: Documented Safety Analysis for Decommissioning and Environmental Restoration Projects, DOE-STD-1120-2005, April 2005,
<http://energy.gov/sites/prod/files/2013/06/f1/DOE-STD-1120-1-2005.pdf>
- /ESK 13/ Entsorgungskommission: Stellungnahme der Entsorgungskommission zum weiteren Vorgehen bei Stilllegungsvorhaben, 25.4.2013,
<http://www.entsorgungskommission.de/downloads/snwvbeistilllegungsvorhaben25042013.pdf>
- /GRS 13/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Sicherstellung der erforderlichen Mindestlast für Notstromaggregate während des Nichtleistungsbetriebes der Anlagen sowie in der Nachbetriebs- und Stilllegungsphase, Weiterleitungsnachricht WLN 2013-03, 13.3.2013
- /GRS 13a/ R. Kilger, M. Bock und B. Gmal: Generic criticality considerations for spent fuel pool storage racks under beyond design accident conditions, ANS/NCSD 2013 Konferenzbeitrag, Wilmington, NC, USA, 29. 9. – 3.10. 2013
- /GRS 14/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: „Schäden an Komponenten infolge Primärkreisdekontamination“ im Kernkraftwerk Biblis, Block A, Weiterleitungsnachricht WLN 2014-03, 22.5.2014

- /GRS 15/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: „Auffälligkeit am Schientisch in der Materialschleuse“ im Kernkraftwerk Unterweser, erkannt am 1.11.2014, Weiterleitungsnachricht WLN 2015-05, 1.8.2015
- /IAE 04/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA Safety Reports Series, Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities, Safety Reports Series No. 36, 2004
- /IAE 08/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA Safety Standards Series, Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities^Using Radioactive Material, Safety Guide No. WS-G-5.2, 2008
- /IAE 09/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA General Safety Requirements, Safety Assessment for Facilities and Activities, No. GSR Part 4, 2009
- /IAE 14/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA General Safety Requirements, Decommissioning of Facilities, No. GSR Part 6, 2014
- /IAE 17/ International Atomic Energy Agency (IAEA): International Reporting System for Operating Experience, <http://irs.iaea.org>.
- /IAE 99/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA Safety Standards Series, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Safety Guide No. WS-G-2.1, 1999
- /KTA 16/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA-Regel 1201: Anforderungen an das Betriebshandbuch, Fassung 2015-11
- /LIN 08/ J. von Linden, G. Mayer: Anwendung von PSA-Methoden zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken sowie zur Begutachtung - Bundeseinheitliche Auswertung von im Rahmen der Sicherheitsüberprüfungen deutscher Kernkraftwerke erstellten PSA, GRS-A-3413, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Garching, März 2008

- /MER 10/ M. Mertins, et al.: Erfassung, Aufbereitung und Auswertung von im Rahmen der SÜ erstellten, deterministischen Sicherheitsanalysen und probabilistischen Sicherheitsanalysen von Kernkraftwerken in Deutschland, GRS-A-3562, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Mai 2010
- /NEA 05/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Achieving the Goals of the Decommissioning Safety Case – A Status Report Prepared on Behalf of the WPDD by its Task Group on the Decommissioning Safety Case, OECD-NEA, No. 5417, 2005, <https://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2005/nea5417-decom.pdf>
- /NEA 17/ OECD Nuclear Energy Agency International Common-cause Failure Data Exchange (ICDE) Project, <https://www.oecd-nea.org/jointproj/icde.html>
- /PRE 16/ G. Pretzsch, B. Brendebach: Reisebericht zur PREDEC 2016 vom 16.-18.2.2016 in Lyon, Frankreich, 29. Februar 2016 im Rahmen des Projektes 3613R03501
- /RÖW 15/ M. Röwekamp, et al.: Generische Erkenntnisse aus den anlagenbezogenen Auswertungen von im Rahmen der SÜ erstellten PSA, GRS-A-3801, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, April 2015
- /RSK 05/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Vorschlag für Anforderungen an die Stilllegung im kerntechnischen Regelwerk, RSK-Stellungnahme vom 15/16.12.2005 (389. Sitzung), <http://www.rskonline.de/downloads/anfordstillleg.pdf>
- /RSK 12/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): „Netzstabilität“ – Rückwirkungen von Stabilitätsproblemen im deutschen Stromnetz auf elektrische und leittechnische Einrichtungen von Kernkraftwerken und Sicherstellung der notwendigen elektrischen Energieversorgung dieser Anlagen aus dem Netz, RSK Stellungnahme vom 13.12.2012 (453. Sitzung), <http://www.rskonline.de/sites/default/files/reports/epanlage1rsk453hp.pdf>

/TÜV 12/ R. Kohl: Spezielle Anforderungen an den Stillstand aus Sicht des Gutachters, Vortrag auf dem TÜV-Symposium „Von der Abschaltung zum Rückbau – Sicherheitstechnische Aspekte“, 13.-14.2.2012, München

Abbildungsverzeichnis

Abb. 5.1	Statistik der Meldepflichtigen Ereignisse in der Nachbetriebsphase der 2011 endgültig abgeschalteten Anlagen	65
Abb. 5.2	Anzahl der Ereignisse insgesamt, sowie davon hellblau abgesetzt die Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb	66
Abb. 5.3	Statistik der Meldepflichtigen Ereignisse in der Stilllegungsphase	67
Abb. 5.4	Anzahl der Ereignisse insgesamt, sowie davon hellblau abgesetzt die Ereignisse mit einer besonderen Relevanz für den Nachbetrieb	68
Abb. 5.5	Statistik der Meldepflichtigen Ereignisse bezüglich Nachbetriebsrelevanz	87
Abb. 6.1	Statistische Verteilung der Kategorien	149

Tabellenverzeichnis

Tab. 5.1	Auswertung der Ereignisse im Nachbetrieb	66
Tab. 5.2	Auswertung der Ereignisse in Stilllegung	67
Tab. 5.3	Validierung der Begriffe der Volltextsuche anhand der Auswertung der deutschen SWR-Anlage	74
Tab. 5.4	Validierung der Codierung anhand der Auswertung der deutschen SWR-Anlage.....	83
Tab. 5.5	Auswertung der Suche auf Basis einer Volltextsuche und Bestimmung der Trefferquote	85
Tab. 5.6	Auswertung der Suche auf Basis der Codierung und Bestimmung der Trefferquote	86
Tab. 5.7	Resultate der Volltextsuche in der IRS-Datenbasis sowie der manuellen Sichtung der Ereignisse auf eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb	89
Tab. 5.8	Resultate der Volltextsuche in der ICDE-Datenbasis sowie der manuellen Sichtung der Ereignisse auf eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb	91
Tab. 6.1	Gegenüberstellung der Fehlermechanismen aus Literatur und Systemtechnik	139
Tab. 6.2	Einordnung der nachbetriebsrelevanten Ereignisse in die Kategorien....	149

**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