Erforschung eines Bewertungsansatzes zu Auswirkungen von Änderungen an nach- und restbetriebsrelevanten Systemen

GRS - 628

Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH

Erforschung eines Bewertungsansatzes zu Auswirkungen von Änderungen an nach- und restbetriebsrelevanten Systemen

Christian Lambertus
Marc Foldenauer
Michael Homann

Juni 2021

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit unter dem Förderkennzeichen 4718R01322 durchgeführt.

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

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

GRS - 628
ISBN 978-3-949088-16-2

Deskriptoren

Brennelemente, Brennelementlagerbecken, Nachbetrieb, Regelwerk, Restbetrieb, Rückbau, Stilllegung

Kurzfassung

Im ersten Teil des Berichts werden die bestehenden regulatorischen Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Systeme im Nach- und Restbetrieb erläutert und Veränderungen an diesen Systemen anhand von 5 Referenzanlagen ausgewertet und den Phasen im Nach- und Restbetrieb, entsprechend der Definition im Bericht, zugeordnet.

Anschließend wird anhand eines definierten Ereignisspektrums für den Nach- und Restbetrieb eine Ereignisanalyse am Beispiel eines generischen Druckwasserreaktors durchgeführt. Hierbei werden grundsätzliche Annahmen bezüglich des jeweiligen Ereignisses beschrieben und möglich Schutzzielgefährdungen abgeleitet. Die zur Vermeidung von möglicherweise schutzzielgefährdenden Auswirkungen notwendigen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen werden für jedes Ereignis, sofern es nicht durch Maßnahmen auszuschließen ist, benannt und abschließend in einer Bewertungsmatrix zusammengefasst.

Die Bewertungsmatrix wird zum Schluss auf die im ersten Teil recherchierten Veränderungen beispielhaft angewendet, um den Nutzen und die Einschränkungen, mit denen diese Matrix anwendbar ist, aufzuzeigen.

Abstract

In the first part of the report, the existing regulatory requirements for safety-relevant systems in post-operation phase are explained and changes to these systems are evaluated on the basis of 5 reference plants and assigned to the different phases in post-operation, as defined in the report.

Subsequently, an event analysis is carried out using the example of a generic pressurised water reactor based on a defined event spectrum for post-operation phase. Here, fundamental assumptions regarding the events are described and possible hazards are derived. The safety-relevant systems necessary to avoid effects that may endanger the protection objective are named for each event, insofar as it cannot be excluded by measures, and finally summarised in an evaluation matrix.

Finally, the evaluation matrix is applied as an example to the changes researched in the first part to demonstrate the benefits and limitations with which this matrix can be applied.

Inhaltsverzeichnis

Kurzfassung ..... **I**

Abstract ..... **III**

Inhaltsverzeichnis ..... **V**

1 Einführung und Zielsetzung **1**

2 Regulatorische Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Systeme im Nach- und Restbetrieb **5**

2.1 IAEA-Regelwerk 9

2.2 Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen 10

2.3 KTA-Regeln 11

2.4 Ad-hoc Arbeitsgruppe „Nachbetrieb vor Stilllegung“ des Bund-Länder-Ausschusses 13

2.5 Facharbeitskreis „Betrieb der Systeme“ des VdTÜV (FAK) 14

2.6 Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission zu den Anforderungen bei einer passiven Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken 15

2.7 Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission zu den Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken im Restbetrieb 17

3 Sicherheitsebenen, Schutzzielkonzept mit Sicherheitsfunktionen und Phasen im Nach- und Restbetrieb **23**

3.1 Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen 23

3.2 Schutzziele und Sicherheitsfunktionen 24

3.3 Phasen des Nach- und Restbetriebs 26

4 Generalisierte Ereignisanalyse hinsichtlich Schutzzielrelevanz **31**

4.1 Ereignisspektrum im Nach- und Restbetrieb 33

4.2 Ereignisanalysen 37

4.2.1 Lagerung und Handhabung bestrahlter Brennelemente und Sonderbrennstäbe ... 37
4.2.2 Anlageninterner Brand ... 49
4.2.3 Leckage von Behältern oder Systemen ... 66
4.2.4 Anlageninterne Überflutungen ... 69
4.2.5 Absturz und Anprall von Lasten ... 73
4.2.6 Kollision von Fahrzeugen ... 80
4.2.7 Wechselwirkung mit anderen Anlagen am Standort ... 80
4.2.8 Anlageninterne Explosionen ... 83
4.2.9 Handhabung radioaktiver Stoffe ... 84
4.2.10 Chemische Einwirkungen ... 88
4.2.11 Ausfall von Versorgungseinrichtungen ... 93
4.2.12 Natürliche Einwirkungen ... 105
4.2.13 Zivilisatorische Einwirkungen ... 113

5 Entwicklung einer Bewertungsmatrix zur Außerbetriebnahme von Systemen im Nach- und Restbetrieb ... 115

6 Systemtechnische Handhabung verschiedener Abbauvorhaben ... 121
6.1 Referenzanlage A ... 122
6.2 Referenzanlage B ... 126
6.3 Referenzanlage C ... 129
6.4 Referenzanlage D ... 131
6.5 Zusammenfassung ... 135
6.6 Besonderheiten bei Mehrblockanlagen ... 136

7 Beispielhafte Anwendung der Bewertungsmatrix ... 139

8 Zusammenfassung ... 143

Literaturverzeichnis ... 145

Tabellenverzeichnis ... 151

1 Einführung und Zielsetzung

Nach der 13. Novelle des Atomgesetzes als Reaktion auf die Unfälle im japanischen Kernkraftwerk Fukushima Daiichi haben zunächst die Kernkraftwerke Biblis Blöcke 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) und inzwischen auch die Kernkraftwerke Grafenrheinfeld (KKG), Gundremmingen Block B (KRB-II-B) und Philippsburg 2 (KKP-2) die Berechtigung zum Leistungsbetrieb verloren. Für diese und die im Leistungsbetrieb befindlichen Anlagen Brokdorf (KBR), Grohnde (KWG), Gundremmingen Block C (KRB-II-C), Emsland (KKE), Isar-2 (KKI-2), und Neckarwestheim 2 (GKN-2) wurden mittlerweile Antrage auf Stilllegung gestellt. Für die Kernkraftwerke KWB-A und B, KKB, KKG, KKI-1, GKN-1, KKP-1, KKU und KRB-II-B ist bereits eine erste Stilllegungs- und Abbaugenehmigung (SAG) erteilt worden. Bei mehrere Stilllegungsvorhaben besteht dabei die Absicht, über den Nachbetrieb hinaus im Restbetrieb, also mit Erteilung der 1. SAG, Brennelemente zur Nachwärmeabfuhr im Brennelementlagerbecken zu kühlen. Solange sich jedoch noch Kernbrennstoff auf dem Anlagegelände und insbesondere Brennelemente (BE) im Lagerbecken befindet, sind die Schutzziele Unterkritikalität, Wärmeabfuhr neben Rückhaltung der Aktivität und die radiologischen Sicherheitsziele zu gewährleisten. Vor Erteilung der 1. SAG werden aber entsprechend den geltenden Betriebsgenehmigungen vorbereitende Arbeiten für die Stilllegung durchgeführt und Änderungen an der Betriebsführung vorgenommen.

Die zuerst betroffenen Anlagen, die nach dem Unfall in Fukushima und der 13. Novelle des Atomgesetzes ihre Berechtigung zum Leistungsbetrieb verloren haben, mussten ohne oder mit wenig Vorbereitungszeit vom Leistungs- zum Nachbetrieb übergehen. Bei künftigen Abschaltungen werden die Anlagen den Übergang langfristig und unter Einbeziehung der Erfahrungen aus den aktuellen Abschaltungen planen. In jedem Fall muss für die Übergangsphase vom Leistungs- zum Nachbetrieb, über den Restbetrieb die Sicherheit der Anlage gewährleistet werden. Dies gilt insbesondere, wenn mit Abbauarbeiten begonnen wird, bevor die Anlage kernbrennstofffrei ist, und sich noch BE im Lagerbecken befinden.

Zur Beherrschung der Schutzziele Unterkritikalität, Wärmeabfuhr und Rückhaltung der Radioaktivität sowie zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele wurden in Leistungsreaktoren diverse sicherheitstechnisch wichtige Systeme installiert. Die Auslegung dieser Systeme basiert auf dem Anlagenzustand im Leistungsbetrieb. Mit dem Übergang in den Nachbetrieb und dem anschließenden Restbetrieb der Anlagen ändern sich die

Anforderungen und Randbedingungen zum Betrieb dieser Systeme. So entfallen zum einen durch die Einstellung des Leistungsbetriebs Anforderungen an die sicherheitstechnische Auslegung der Anlage, da z. B. Kühlmittelverluststörfälle unter hoher Leistung nicht weiter unterstellt werden müssen. Es werden daher bei Anlagen im Nachbetrieb bereits Änderungen an der Betriebsführung vorgenommen. Andererseits werden die Randbedingungen zum Systembetrieb teilweise auch durch bauliche Änderungen oder vielfache Außerbetriebnahmen geändert, so dass an bestimmte Systeme geänderte Anforderungen an die Systemleistung, die Zuverlässigkeit und die Redundanzzahl gestellt werden. Hierbei werden beispielsweise neue Freisetzungspfade oder einleitende Ereignisse im Rahmen des Abbaus berücksichtigt. Um sicherheitstechnisch negative Rückwirkungen zu erkennen, werden in diesem Vorhaben die Änderungen an sicherheitsrelevanten Systemen im Nach- und Restbetrieb am Beispiel verschiedener Abbauvorhaben im Hinblick auf den späteren Abbau untersucht.

Für im Nach- bzw. Restbetrieb befindliche Anlagen wird ermittelt, welche Systeme im Vergleich zum Leistungsbetrieb unverändert bleiben und welche nicht bzw. unter geänderten Randbedingungen weiterbetrieben werden. Diese Systeme werden besonders im Hinblick auf Rückwirkungsfreiheit untereinander untersucht. Hierdurch soll die Fragestellung beantwortet werden, ob durch diese Änderungen während des Nachbetriebes und beim späteren Abbau sicherheitstechnisch negative Auswirkungen verursacht werden können. Die systemtechnischen Veränderungen beim Übergang vom Leistungsbetrieb über den Nachbetrieb bis hin zum Restbetrieb werden für verschiedene Baulinien anhand repräsentativ ausgewählter Anlagen für verschiedene Stadien des Übergangs strukturiert dargestellt. Damit wird zum einen eine einfache Übersicht für Systeme, welche auch im Nachbetrieb und im späteren Restbetrieb weiterhin betrieben werden, erstellt und zum anderen ein Vergleich der Vorgehensweisen verschiedener bereits im Nachbetrieb bzw. im Abbau befindlicher Anlagen ermöglicht.

Die gewonnenen Erkenntnisse werden genutzt, um unter Berücksichtigung der Regelwerksanforderungen eine ereignis- und schutzzielorientierte Betrachtung der weiterbetriebenen Systeme zur Bestimmung der Bedeutung ihrer Funktion für Nach- und Restbetrieb durchzuführen. Für jede Betriebsphase werden die einzuhaltenden Schutzziele, relevante Ereignisse und anhand eines Ereignisspektrums eines generischen Druckwasserreaktors (DWR) die erforderlichen Systeme zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen bestimmt. Damit werden die für die in den einzelnen Betriebsphasen relevanten

Ereignisse benötigten Systeme bzw. Systemfunktionen identifiziert und übersichtlich dargestellt.

Ziel des Vorhabens ist es, einen Ansatz zur Bewertung von Veränderung bzw. Außerbetriebnahme von Systemen beim Übergang vom Leistungsbetrieb über den Nachbetrieb bis hin zum Restbetrieb zu erforschen. Auf Grundlage der ereignis- und schutzzielorientierten Betrachtung wird zunächst ein Bewertungsansatz erarbeitet, der es ermöglichen soll, Systemfunktionen zu identifizieren, die in einer späteren Phase des Übergangs vom Leistungsbetrieb hin zum Restbetrieb noch benötigt werden, wenn in einer früheren Phase des Übergangs Änderungen dieser Systeme durchgeführt werden sollen.

Im letzten Schritt dieses Vorhabens wird dieser Bewertungsansatz auf die anhand der Beispielanlagen identifizierten, bereits durchgeführten Änderungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen angewendet, um einerseits dessen Nutzen zu evaluieren und andererseits Verbesserungsmöglichkeiten im Bewertungsansatz gegebenenfalls erkennen zu können.

2 Regulatorische Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Systeme im Nach- und Restbetrieb

Die Stilllegung, der sichere Einschluss oder der Abbau eines Kernkraftwerkes bedarf nach § 7 Abs. 3 Atomgesetz (AtG) /ATG 20/ der Genehmigung. In der Regel besteht ein Stilllegungsprojekt aus mehreren Phasen, für die jeweils eigenständige Genehmigungen erteilt werden. Die insgesamt geplanten Maßnahmen des Stilllegungsvorhabens sind gemäß § 19b Abs. 1 Atomrechtliche Verfahrensverordnung (AtVfV) /ATV 18/ in der ersten Stilllegungsgenehmigung zu beschreiben.

Zur Genehmigung wird insbesondere ein Sicherheitsgutachten durch einen Gutachter nach § 20 AtG erstellt, dessen Ausfertigung vom Antragsgegenstand des Betreibers abhängt. Im Allgemeinen besteht ein Sicherheitsgutachten zur 1. SAG aus den folgenden Teilen:

1. Bewertung des radiologischen Ausgangszustandes der Anlage,
2. technischer Ausgangszustand der Anlage,
3. Bewertung der grundsätzlichen Vorgehensweise,
4. Bewertung der Eignung der vorgesehen Abbau- und Dekontaminationsmaßnahmen,
5. Bewertung der zum Abbau vorgesehen Systeme und Anlagenteile im Hinblick auf unzulässige Rückwirkungen auf noch erforderliche Systeme,
6. Bewertung der Neueinstufung und sicherheitstechnischen Bedeutung von Systemen,
7. Bewertung der zum Abbau notwendigen Arbeits- und Lagerflächen,
8. Bewertung der geplanten Transportwege,
9. Bewertung der Planung zur Entsorgung der anfallenden radioaktiven Abfälle und Reststoffe.

Die im Rahmen dieses Vorhabens durchgeführten Untersuchungen stehen im Zusammenhang mit den genannten Punkten 5 und 6.

Maßgebliche Regelwerke, die die Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Systeme und den Stand von Wissenschaft und Technik widerspiegeln, sind der „Leitfaden

zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach § 7 des Atomgesetzes“ vom 23. Juni 2016 (Stilllegungsleitfaden) /BMU 16/ sowie die Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen der Entsorgungskommission ESK /ESK 20a/. Außerdem hat der Länderausschuss für Atomkernenergie LAA Hauptausschuss die Merkpostenliste für die Durchführung einer Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus der Anlagen für die Nachbetriebsphase /BMU 14/ verabschiedet.

Als internationale Quellen dienen hauptsächlich die Safety Standards und Guides der International Atomic Energy Agency (IAEA). Relevante Veröffentlichungen der IAEA, die den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik berücksichtigen, sind u. a.:

- SSG-47 „Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities” /IAEA 18/,
- GSR part 6 „Decommissioning of facilities” /IAEA 14/,
- IAEA Safety Standard „Safety Assessment for Facilities and Activities” /IAEA 16/,
- IAEA Safety Standards Series No. WS-G-5.2 “Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material” /IAEA 08/,
- „Report Series No.36: Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities” /IAEA 04b/,
- „Technical Reports Series No.420: Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Installations” /IAEA 04a/.

Die Leitlinien der ESK zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen /ESK 20a/ enthalten im Abschnitt Nr. 8 „Sicherheit“ die einzuhaltenden Schutzziele, die Anforderungen an die Sicherheitsanalysen, die zu analysierenden Ereignisse und die sicherheitstechnische Einstufung von Einrichtungen. Dieser Teil bildet den Rahmen des Bewertungsansatzes zu Auswirkungen von Änderungen an nach- und restbetriebsrelevanten Systemen und zugleich den Ausgangspunkt für detaillierte Betrachtungen im Hinblick auf die im Projekt angestrebten Einzelziele.

Der Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach § 7 des Atomgesetzes des BMUB /BMU 16/ hat den Zweck, die im Stilllegungsverfahren relevanten Aspekte der Genehmigung und Aufsicht zusammenzustellen, ein gemeinsames Verständnis von Bund und Ländern zur zweckmäßigen

Durchführung von Stilllegungsverfahren anzustreben und die bestehenden Auffassungen und Vorgehensweisen nach Möglichkeit zu harmonisieren. Einen Bezug zu den in diesem Projekt angestrebten Zielen stellt Abschnitt 3.5 „Sicherheitsbetrachtungen“ her. Dort werden die grundlegenden Entscheidungskriterien in Bezug auf Systemänderungen und deren Sicherheit wiedergegeben:

„Befinden sich noch Brennelemente in der kerntechnischen Anlage, so ist für geplante Abbaumaßnahmen die Rückwirkungsfreiheit dieser Maßnahmen auf den sicheren Betrieb der zur Einhaltung der Schutzziele erforderlichen Systeme und Komponenten darzustellen.“ /BMU 16/

„Befinden sich am Standort weitere kerntechnische Anlagen, so sind für Abbaumaßnahmen mögliche Auswirkungen auf die weiteren kerntechnischen Anlagen darzustellen und es ist nachzuweisen, dass keine unzulässigen Auswirkungen auf diese zu besorgen sind.“ /BMU 16/

Für die Einhaltung der Schutzziele in der Nach- und Restbetriebsphase gilt es

- den sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe und
- die Vermeidung unnötiger Strahlenexposition sowie die Begrenzung und Kontrolle der Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Bevölkerung

sicherzustellen.

Solange die Anlage noch nicht kernbrennstofffrei ist, ist darüber hinaus auch die Einhaltung der Schutzziele

- sichere Einhaltung der Unterkritikalität und
- sichere Abfuhr der Nachwärme

nachzuweisen. /ESK 20a/

Die Bestrebungen der Betreiber und der Genehmigungsbehörden, eine längere Phase des Nachbetriebs zu vermeiden und sofort nach Abschaltung in die Stilllegung der Anlage überzugehen, führen zu dem Erfordernis, insbesondere die beiden letzten Schutzziele gezielt zu betrachten. Dabei ist zu beachten, dass Maßnahmen zum Abbau der Anlage derart zu gestalten sind, dass sich keine unzulässigen Rückwirkungen auf

die für die Aufrechterhaltung des Restbetriebs jeweils noch erforderlichen Einrichtungen ergeben.

Darüber hinaus bietet der Leitfaden zur Stilllegung in Anlage 2 /BMU 16/ eine Übersicht über die Anwendbarkeit der für den Leistungsbetrieb gedachten KTA-Regeln und Bekanntmachungen des BMI / BMU für Stilllegungsverfahren. Diese werden in folgende drei Kategorien eingeteilt:

„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.“ /BMU 16/

Anlage 3 des Leitfadens zur Stilllegung /BMU 16/ enthält Kommentare zur schutzzielorientiert angepassten bzw. teilweisen Anwendung der Regeln, die in die Kategorie 3 eingeordnet wurden, sowie zur Anwendung der KTA-Regeln und Bekanntmachungen des BMI / BMU. Dort wird beispielsweise auf die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf) in der Fassung der Bekanntmachung vom 3. März 2015 /BMU 15/ verwiesen:

Die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke sind auf die Belange der Stilllegung sinngemäß anzuwenden.

Das Sicherheitsebenenkonzept, wie es in den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke dargestellt wird, ist auf die Stilllegung nicht übertragbar. Die beschriebenen technischen Anforderungen sind jedoch zur Einhaltung der angeführten Schutzziele und zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele anzuwenden, angepasst an die noch zu unterstellenden Ereignisse in der Phase der Stilllegung, sodass diese Ereignisse vermieden bzw. beherrscht werden können. /BMU 16/

Die in den SiAnf beschriebenen technischen Anforderungen sind demnach für den Leistungsbetrieb formuliert und bedürfen einer Interpretation für die Phasen der Stilllegung.

2.1 IAEA-Regelwerk

In Bezug auf allgemeine Sicherheitsanforderungen zur Stilllegung von kerntechnischen Anlagen bietet SSG-47 „Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities" /IAEA 18/ zunächst eine Richtlinie für Behörden, Betreiber, technische Sicherheitsorganisationen (TSO) und andere interessierte Parteien für die Planung und sichere Durchführung von Stilllegungsmaßnahmen. Hierzu werden 15 Anforderungen aus GSR part 6 „Decommissioning of facilities" /IAEA 14/ zur Stilllegung von Kernkraftwerken aufgegriffen und spezifiziert. In Bezug auf den Schutz der Bevölkerung und der Umwelt heißt die Anforderung in /IAEA 18/:

"Exposure during decommissioning shall be considered to be a planned exposure situation and the relevant requirements of the Basic Safety Standards shall be applied accordingly during decommissioning."

Weitere Anforderungen zum Schutz vor den Folgen möglicher Ereignisse in der Stilllegung werden durch die IAEA Safety Standards „Safety Assessment for Facilities and Activities" /IAEA 16/ und IAEA Safety Standards Series No. WS-G-5.2 "Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material" /IAEA 08/ formuliert.

Durch /IAEA 16/ werden allgemein gültige Anforderungen an die Sicherheitsbewertung von Anlagen und Tätigkeiten festgelegt, wobei ein besonderes Augenmerk auf das Prinzip Defence-in-Depth, quantitative Analysen und die Anwendung eines abgestuften Regelwerksansatzes gelegt wird. /IAEA 08/ bietet speziell für die Stilllegung eine Leitlinie zu einer systematischen Methodik für die Entwicklung von Sicherheitsbewertungen und die Anwendung eines abgestuften Regelwerksansatzes. U. a. werden Anforderungen an ein methodisches Vorgehen für die Analyse möglicher Gefährdungen in der Stilllegung und der ingenieurtechnischen Analyse zur Beherrschung dieser Gefährdungen formuliert. Hierzu heißt es in /IAEA 08/:

"The safety assessment should demonstrate that all SSCs [structures, systems and components] *that are necessary during decommissioning are engineered on the basis of*

appropriate engineering codes and standards. It should also demonstrate that the SSCs will be tested, inspected and maintained to a level commensurate with their associated safety functions, account being taken of the unmitigated consequences of their possible failure. In the case of pre-existing SSCs, this aspect of the safety assessment should draw upon experience and information (e.g. maintenance records) from the safety assessment that was used to justify these SSCs during operation of the facility."

Diese Anforderung ist u. a. durch die nachfolgend aufgeführten Teile des kerntechnischen Regelwerks in Deutschland umgesetzt.

2.2 Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen

Die „Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen" /ESK 20a/ berücksichtigen Empfehlungen des internationalen Regelwerkes (IAEA-Standards) und ergänzen in technischer Sicht die Vorgaben des Stilllegungsleitfadens /BMU 16/.

Neben den bereits im Abschnitt 1 genannten übergeordneten Maßnahmen bezüglich der Einhaltung von Schutzzielen, werden in Abschnitt 8.2 aus /ESK 20a/ die Anforderungen an die Sicherheitsanalyse spezifiziert. So gilt es im Hinblick auf die Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systeme im Restbetrieb, „für alle […] aufgeführten Ereignisse die Auswirkungen auf Systeme, sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen, Gebäude usw., sowie die Quellterme für radiologisch relevante Ereignisse zu untersuchen, es sei denn, dass gezeigt werden kann, dass die entsprechende Ereignisart ausgeschlossen ist." /ESK 20a/ Solange sich Brennelemente und Defektstäbe in der Anlage befinden, sind diese in den Sicherheitsanalysen zu berücksichtigen. Es sollen die folgenden Ereignisse analysiert und die radiologisch abdeckenden Fälle bestimmt werden, vgl. /ESK 20a/:

Einwirkungen von innen:

- Anlageninterne Brände
- Leckage von Behältern mit aktivitätsführenden Medien
- Leckagen und Brüche von medienführenden Systemen, die zu einer anlageninternen Überflutung führen können
- Komponentenversagen (z. B. Versagen von Behältern mit hohem Energiegehalt

- Absturz von Lasten
- Ereignisse bei Transportvorgängen
- Gegenseitige Beeinflussungen von Mehrblockanlage und benachbarte Anlagen am Standort
- Anlageninterne Explosionen
- Chemische Einwirkungen
- Ausfall und Störungen sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen

Einwirkung von außen (Standortspezifische Lastannahmen):

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

2.3 KTA-Regeln

Die grundsätzlichen Aufgaben der sicherheitstechnischen Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA-Regeln) sind unter anderem in KTA 1201 /KTA 16/, Absatz 1 beschrieben: „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 16/ dahingehend kategorisiert, in wieweit sie für Stilllegungsverfahren relevant sind. Für Stilllegungsverfahren 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 in der Stilllegung 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.

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

Nach Abschaltung der von der 13. Novelle des Atomgesetzes betroffenen Anlagen wurde vom Fachausschuss Reaktorsicherheit des BMU (FARS) des Länderausschusses 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.

Ein Arbeitsergebnis dieser Gruppe war die „Merkpostenliste für die Durchführung einer Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus der Anlage für den Nichtleistungsbetrieb“ /BMU 14/, die sich mit konkreten Hinweisen für die Durchführung einer Statusanalyse an alle deutschen Kernkraftwerke richtet, die künftig in den Nachbetrieb übergehen. 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 SiAnf 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 bzw. erwartete Castor-Behälter, Verfügbarkeit Zwischenlager,
  - Identifikation der Einrichtungen und Systeme, die für die Beherrschung der Ereignisse vorhanden und verfügbar sind.

- Berücksichtigung weiterer Aspekte, von denen ggf. Gefährdungen ausgehen /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 bzw. den Rückbau vorbereitende Arbeiten,
  - mögliches 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).

2.5 Facharbeitskreis „Betrieb der 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 wiederhergestellt 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 Freisetzungen und dem Brandschutzkonzept entstehen, wenn Aktivkohleeinsätze aus Abluftfiltern entfernt werden. Dadurch werden auf der einen Seite Brandlasten reduziert, auf der anderen Seite besteht ein Potenzial 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 Ersatzteilvorrat vorzuhalten und die Ersatzteilbevorratung entsprechend zu regeln. Das gleiche gilt für andere essenzielle Systemfunktionen.

2.6 Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission zu den Anforderungen bei einer passiven Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken

Die RSK wurde im Frühjahr 2018 durch das BMU beauftragt zu untersuchen, welche Systeme für die Sicherstellung der Kühlung der noch vorhandenen Brennelemente im Lagerbecken nach dem Übergang in die Stilllegung noch erforderlich seien. Eine finale Stellungnahme wurde am 27. März 2019 verabschiedet /RSK 19/.

Die RSK-Stellungnahme konzentriert sich hierbei auf das Schutzziel K zur Kühlung der Brennelemente. Als Ereigniskategorien werden dabei betrachtet:

- verringerte Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken und
- Kühlmittelverlust aus dem BE-Lagerbecken

„Das Schutzziel K ist gemäß SiAnf /BMU 15/ (Anhang 2 Tabelle 3.2) eingehalten, wenn auf der Sicherheitsebene 2 (SE 2) die Beckenwassertemperatur auf Werte begrenzt bleibt, die eine Begehbarkeit des Lagerbeckenbereichs mit betriebsüblichen Maßnahmen sicherstellen und wenn die Wasserüberdeckung ausreicht, um die Zulaufverhältnisse für die Beckenpumpen zu gewährleisten. Auf der SE 3 ist nachzuweisen, dass die Beckenwassertemperatur unterhalb der Auslegungstemperatur des Beckens bleibt und dass die Wasserüberdeckung ausreicht, um die Brennelemente ausreichend zu kühlen. Diese Ziele gelten als eingehalten, wenn spezifizierte Beckenwassertemperaturen nachgewiesen werden. Die Werte zulässiger Beckenwassertemperaturen sind in der KTA 3303 gestaffelt nach den Sicherheitsebenen aufgelistet und betragen 45, 60 bzw. 80 °C.“ /RSK 19/

Wenn in der Phase mit möglicher Passivkühlung Änderungen durchgeführt werden sollen, die Systeme zur Nachwärmeabfuhr oder zur Nachspeisung des Lagerbeckens betreffen, dann muss laut /RSK 19/ die Einhaltung folgender Nachweiskriterien belegt werden:

- Die Beckenwassertemperatur wird im Normalbetrieb auf höchstens 45 °C gehalten und der Mindestfüllstand im Lagerbecken wird gewährleistet.
- Im Fall von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 2 (SiAnf) wird ohne aktive Kühlung (ohne die Verwendung jeglicher aktiven Einrichtungen – Passivkühlung) eine maximale Beckentemperatur von 60 °C eingehalten.
- Bei (einleitenden) Ereignissen der dritten Sicherheitsebene wird der Schwellwert für die Temperatur des Beckenwassers von 60 °C nicht überschritten. Die Nachweiskriterien der Sicherheitsebene 2 werden nicht überschritten.
- Auch wenn zur Kühlung eine Überdeckung der Brennstäbe mit Wasser genügt, wird auf Grund des Strahlenschutzes zur Sicherstellung der Begehbarkeit des Beckenflurs ein Mindestfüllstand von 3 m oberhalb der Brennelement-Oberkante als erforderlich angesehen.

Bezüglich der Nachweisführung des Schutzzieles B (Einschluss radioaktiver Stoffe) und der Radiologischen Sicherheitsziele S heißt es in /RSK 19/:

„Für die radiologischen Sicherheitsziele S bei Ereignissen bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen gelten die einschlägigen Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung. Aufgrund des radioaktiven Zerfalls dosisrelevanter Nuklide ergeben sich für die Handhabung im Restbetrieb ggf. niedrigere systemtechnische Anforderungen gegenüber der Kernvollausladung nach Leistungsbetrieb. Weiterhin ist für das Schutzziel B und die Sicherheitsziele S zu zeigen, dass durch die infolge von Verdunstung freigesetzte Aktivität die radiologischen Grenzwerte nicht verletzt werden. In jedem Falle ist eine ausreichende Wasserüberdeckung und Kühlung der Brennelemente eine Voraussetzung für die Einhaltung des Schutzziels B und der Sicherheitsziele S.“

2.7 Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission zu den Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken im Restbetrieb

Im Oktober 2020 veröffentlichte die RSK eine Stellungnahme zu den Anforderungen an die aktive Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken im Restbetrieb /RSK 20/. Hierin wird erörtert, welche Systeme zur Einhaltung der Schutzziele bei aktiv zu kühlenden Brennelementen erforderlich sind. Neben den Kühl- und Nachspeisesystemen sollten dabei auch Systeme wie Lüftungsanlagen, Abschlussarmaturen und die Notstromversorgung betrachtet werden. /RSK 20/

Zur Beantwortung dieser Frage werden Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Schutzziele R (Kontrolle der Reaktivität), K (Kühlung der Brennelemente) und B (Einschluss der radioaktiven Stoffe) und das radiologische Sicherheitsziel S formuliert.

Der Nachweis der Unterkritikalität ist im Restbetrieb entsprechend den SiAnf /BMU 15/ zu führen und muss alle noch möglichen Zustände im BE-Lagerbecken abdecken. /KTA 20/

Das Schutzziel K (Kühlung der Brennelemente) ist erfüllt, wenn spezifizierte Beckenwassertemperaturen eingehalten werden. Diese zulässigen Beckenwassertemperaturen sind in der KTA 3303 /KTA 15b/ gestaffelt nach den Sicherheitsebenen (SE) aufgelistet (SE1: T1= 45 °C, SE2: T2 = 60 °C, SE 3: T3 = 80 °C).

Darüber hinaus ist im Rahmen auslegungsüberschreitender Betrachtungen zu zeigen, dass auch bei Siedetemperatur im Becken (ca. 100 °C) die Nachzerfallsleistung abgeführt werden kann, ohne dass es zu Schäden an den BE kommt.

Leckstörfälle am BE-Lagerbecken müssen gemäß SiAnf beherrscht werden. Es ist daher auch für die Bedingungen des Restbetriebs zu zeigen, dass für alle möglichen Leckpositionen, die zu einem Wasserverlust aus dem BE-Lagerbecken führen können (inkl. Entleerungsleitungen):

- ein Leck entweder ausgeschlossen werden kann (VM),
- das Leck innerhalb der Karenzzeit absperrbar ist (z. B. durch Stopfen) und die Kühlung, erforderlichenfalls nach Wasserergänzung, wiederaufgenommen werden kann,
- oder die Kühlung mit vorhandener Systemtechnik und Prozeduren trotz Leck wieder aufgenommen werden kann (z. B. Überlaufbetrieb mit Rückspeisung aus dem Reaktorgebäudesumpf beim DWR).

Ist zusätzliches Kühlmittelinventar zur Ereignisbeherrschung notwendig, muss dieses innerhalb der Karenzzeit verfügbar sein. Ein relevanter Wasserverlust über Leckpositionen, die unterhalb der BE-Oberkante liegen, muss auch im Restbetrieb ausgeschlossen sein, z. B. muss das Leckage-Erkennungssystem für die Beckenauskleidung weiterhin absperrbar sein.

Für die radiologischen Sicherheitsziele S bei Ereignissen bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen gelten die sicherheitstechnischen Nachweisziele und -kriterien der SiAnf. Aufgrund des radioaktiven Zerfalls dosisrelevanter Nuklide ergeben sich für die Handhabung im Restbetrieb ggf. niedrigere systemtechnische Anforderungen gegenüber der Kernvollausladung nach Leistungsbetrieb. In jedem Fall ist eine ausreichende Wasserüberdeckung und Kühlung der Brennelemente eine Voraussetzung für die Einhaltung des Schutzziels B und der Sicherheitsziele S. Hierbei ist auf die Erläuterungen zur ausreichenden Wasserüberdeckung in /KTA 19/ zu verweisen.

Die RSK setzt zur Anwendung der Stellungnahme /RSK 20/ voraus, dass die Nachzerfallsleistung durch das Abklingen soweit verringert wurde, dass der Betrieb einer Beckenkühlpumpe (Notnachkühlpumpe beim DWR) ausreicht, die Beckentemperatur

unter der betrieblich vorgesehenen Maximaltemperatur zu halten. Die Zeit bis zum Aufheizen auf 80 °C ohne Betrieb von aktiven Kühlsysteme muss mehr als 24 Stunden betragen.

Unter Einbeziehung der besonderen Randbedingungen und Aspekte (vgl. Abschnitt 4.1 aus /KTA 20/) sowie des veränderten Gefährdungspotenzials der Anlagen im Restbetrieb wird ein Konzept zur Gewährleistung der Kühlung entwickelt. In Abhängigkeit von den verfügbaren Karenzzeiten werden gestaffelte Anforderungen gestellt. Diese beinhalten Aspekte bezüglich

- des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsebenen
- der Karenzzeiten und
- der Instandsetzung und Ersatzmaßnahmen.

Empfohlen werden zwei Karenzzeitstufen, jeweils charakterisiert durch die Karenzzeit bis zum Erreichen von 80 °C: > 24 Stunden bzw. > 3 Tage.

In Bezug auf die Systemverfügbarkeit, kann aus Sicht der RSK die sichere Ereignisbeherrschung in diese beiden Phasen auf Basis von Mindestsystemkonfigurationen (siehe Tab. 2.1) gezeigt werden. Dies setzt jedoch voraus, dass

- die Anforderungen der KTA 3602, Abschnitt 4 – soweit für diese Phasen zutreffend – eingehalten sind,
- auch im Restbetrieb ausreichend fachkundiges Personal in der Anlage verfügbar ist, um Handmaßnahmen, Ersatzmaßnahmen und ggf. die Wiederverfügbarmachung nicht verfügbarer Einrichtungen zuverlässig innerhalb der genannten Karenzzeiten durchzuführen,
- die ordnungsgemäße Funktion der in den Nachweisen zur Störfallbeherrschung kreditierten Einrichtungen auch regelmäßig geprüft wird,
- im Zuge der Stilllegung und des Abbaus keine Tätigkeiten durchgeführt werden, die eine Rückwirkung auf die sichere Lagerung und Handhabung von Brennelementen im BE-Lagerbecken haben können,
- sich insbesondere die Handhabung von schweren Lasten im Restbetrieb nicht ändert, erforderlichenfalls relevante Vorsorgemaßnahmen weiter aufrechterhalten werden und die Handhabung von Großkomponenten über dem

BE-Lagerbecken in diesem Anlagenzustand nicht erfolgt sowie das Prüfkonzept für die hierfür relevanten Anlagenteile fortgeführt wird.

Tab. 2.1 Beckenkühlung in den Phasen des Restbetriebs /KTA 20/

Karenzzeit bis 80°C	**Anforderungen an Systemfunktion Beckenkühlung**			**Beispiel-konfiguration im DWR**
	Anzahl	**Auslegung gegen BEB**	**Notstromver-sorgung**	
> 24 h	Drei Stränge (drei Pumpen)	Zwei Stränge	Drei Stränge oder zwei Stränge und Bereitstellung mobiler Diesel (auf Anlagen-gelände vorzu-halten)	Zwei Notnach-kühlstränge (zwei D2-Die-sel), dritter Be-ckenkühlstrang (D1-Diesel o-der mobiler Diesel)
> 3 d	Zwei Stränge (zwei Pumpen + 1 Ersatzmaß-nahme < 3 d	Ein Strang + 1 Ersatzmaß-nahme < 3 d	Zwei Stränge oder ein Strang und Be-reitstellung mobiler Diesel (auf Anlagen-gelände vorzu-halten)	Ein Notnach-kühlstrang (D2-Diesel), dritter Becken-kühlstrang (D1-Diesel o-der mobiler Diesel) + 1 Er-satzmaß-nahme < 3 d
Unendlich bis 60°C	1	Keine	keine	„Passivküh-lung“

Hierbei ist zu beachtet, dass in Tab. 2.1 die vorzusehenden Maßnahmen zur Instandhaltung, um nicht verfügbare oder ausgefallene Einrichtungen im Rahmen der jeweils gegebenen Karenzzeit wieder verfügbar zu machen, nicht aufgeführt sind. Zusätzlich sind bis zur Phase „Passivkühlung“ Maßnahmen und Einrichtungen zu Leckisolation und Wiederauffüllen des Beckens oder Sumpfbetrieb auf der SE3 vorzusehen.

Neben den Anforderungen an die Beckenkühlsysteme werden in Abschnitt 4.5 aus /KTA 20/ Anforderungen an die Lüftungsanlagen, die elektrische Energieversorgung und die Leittechnik formuliert.

Im konventionellen Bereich sind die Lüftungsanlagen bzw. Kaltwassersysteme im Notstromdieselgebäude bzw. im Notspeisedieselgebäude (DWR), im Schaltanlagengebäude und ggf. in den Gebäuden zur Nebenkühlwasserversorgung so

verfügbar zu halten, dass die langfristige Verfügbarkeit der kreditierten Einrichtungen auch bei den maximalen bzw. minimalen anzusetzenden Außentemperaturen gewährleistet ist. In Bezug auf nukleare Lüftungsanlagen im Reaktorgebäude bzw. im Reaktorgebäuderingraum (DWR) sind die zulässigen Umgebungsbedingungen weiterhin einzuhalten.

Für die Eigenbedarfsversorgung ist der Anschluss ans Hauptnetz nicht mehr erforderlich, da im Restbetrieb viele große Verbraucher nicht mehr versorgt werden müssen. Es sind jedoch zwei verschiedene festverlegte Versorgungen vorzuhalten (z. B. Reservenetzanschluss und dritter Netzanschluss). /KTA 20/

Neben den Anforderungen für die Notstromversorgung der Einrichtungen zur Beckenkühlung (z. B. redundante Dieselaggregate) ist sicherzustellen, dass darüber hinaus auch andere erforderliche Notstromverbraucher berücksichtigt werden (z. B. Ladegeräte für die Batterien von Objektschutz, Notbeleuchtung und noch erforderlichen Instrumentierungen sowie lüftungstechnische Einrichtungen und Feuerlöscheinrichtungen). Bezüglich der Leittechnik müssen Überwachungseinrichtungen für Temperatur und Füllstand im BE-Lagerbecken sowie bezüglich der Stromversorgung redundant und qualifiziert mit entsprechender Anzeige notstromversorgt auf der Warte vorhanden sein. Weiterhin sind die zuverlässige Erkennung von Leck- bzw. Überflutungsereignissen (insbesondere Überflutungsüberwachung im Reaktorgebäuderingraum beim DWR) sowie die ausreichend schnelle Absperrung der relevanten Überflutungsquellen sicherzustellen.

Im Hinblick auf Notstandsfälle muss eine Überwachung auch von der Notsteuerstelle bzw. den Teilsteuerstellen aus möglich sein. /KTA 20/

3 Sicherheitsebenen, Schutzzielkonzept mit Sicherheitsfunktionen und Phasen im Nach- und Restbetrieb

3.1 Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen

Das gestaffelte Sicherheitskonzept ordnet vier Sicherheitsebenen entsprechende Anlagenzustände bzw. Ereigniskriterien und Beherrschungsmethodik zu.

Den Maßnahmen und Einrichtungen zum Erreichen der Schutzziele sind Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes zugeordnet.

- Sicherheitsebene 1: Normalbetrieb,
- Sicherheitsebene 2: anomaler Betrieb,
- Sicherheitsebene 3: Störfälle,
- Sicherheitsebene 4a: sehr seltene Ereignisse.

Bei den Ebenen 1 bis 4a muss ein „umfassender und zuverlässiger Schutz vor den im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffen“ /BMU 15/ gewährleistet sein.

Darüber hinaus sind vorsorgliche Maßnahmen und Einrichtungen vorzuhalten, welche im angemessenen Umfang bei Ereignissen mit sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeiten diese Ereignisse feststellen und die Auswirkungen begrenzen. Diese Maßnahmen sind im anlageninternen Notfallschutz vorzuhalten und zu planen. Diese Anlagenzustände sind den Sicherheitsebenen 4b und 4c zugeordnet:

- Sicherheitsebene 4b: Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen,
- Sicherheitsebene 4c: Unfälle mit schweren Brennelementschäden.

Für die Stilllegung sind gemäß Anlage 3 des Stilllegungsleitfadens /BMU 16/ „die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke […] auf die Belange der Stilllegung sinngemäß anzuwenden.“

„Das Sicherheitsebenenkonzept, wie es in den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke dargestellt wird, ist auf die Stilllegung nicht übertragbar. Die beschriebenen technischen Anforderungen sind jedoch zur Einhaltung der angeführten Schutzziele und zur

Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele anzuwenden, angepasst an die noch zu unterstellenden Ereignisse in der Phase der Stilllegung, sodass diese Ereignisse vermieden bzw. beherrscht werden können.“ /BMU 16/

3.2 Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Die in den SiAnf /BMU 15/ definierten Schutzziele Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente und Einschluss der radioaktiven Stoffe und das Sicherheitsziel Begrenzung der Strahlenexposition sind in Tab. 3.1 aufgeführt. Ferner werden die jeweiligen Sicherheitsfunktionen gemäß der „Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks“ /BFS 96/ den vier Zielen zugeordnet und bestimmt, ob und bis zu welchem Zeitpunkt diese für den Nach- und Restbetrieb relevant sind.

Tab. 3.1 Schutzziele entsprechend der SiAnf /BMU 15/ und der schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerks /BFS 96/

Bezeichnung	**Schutzziel / Sicherheitsfunktion**	**Anforderung für Phasen**
R	**Kontrolle der Reaktivität**	**Schutzziel**
R1	Einhaltung zulässiger Kernzustände	entfällt mit der Entfernung aller BE aus dem RDB
R2	Abschaltsicherheit	entfällt mit der Entfernung aller BE aus dem RDB
R3	Brennelementlager - Kritikalitätssicherheit bei BE-Lagerung und -handhabung	
K	**Kühlung der Brennelemente**	**Schutzziel**
K1	Bereitstellung des Primärkühlmittels	Entfällt, keine Reaktorkühlung
K2	Wärmetransport aus dem BE-Lagerbecken	
K3	Wärmesenke für das BE-Lagerbecken	
E	**Einschluss radioaktiver Stoffe**	**Schutzziel**
E1	Komponentenübergreifend	
E2	Brennstabhüllrohr	
E3	Druckführende Umschließung des Primärsystems	entfällt, nicht mehr relevant

Bezeichnung	Schutzziel / Sicherheits-funktion	Anforderung für Phasen
E4	Drucktragende Wandung der erforderlichen äußeren Systeme	Entfällt, kein LB-Druckniveau
E5	Nichtintegrale Teile der Stützkonstruktion	
E6	Sicherheitseinschluss	entfällt bei Ausschluss einer Mobilisierung radioaktiver Stoffe oder bei Nicht-Kreditierung zum Nachweis § 49 StrSchV (Störfallnachweis)
S	**Begrenzung der Strahlenexposition**	**Radiologisches Sicherheitsziel (Schutzziel)**
S1	Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports)	
S2	Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe	
S3	Baulicher und technischer Strahlenschutz	
S4	Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage und in der Umgebung	
S5	Administrativer Strahlenschutz	
H	**Hilfsfunktionen**	• Zuverlässigkeit • Gesamtanlage • Administration • Leittechnik • Energie- und Hilfsmedienversorgung

3.3 Phasen des Nach- und Restbetriebs

Die in diesem Projekt verwendete Einteilung der Phasen im Nach- und Restbetrieb orientiert sich an den technischen Randbedingungen der Anlagen. In dieser oder ähnlicher Ausprägung findet diese Einteilung auch in den derzeit laufenden Stilllegungsverfahren Anwendung. Gemäß der Merkpostenliste zum Nachbetrieb /BMU 14/ werden dabei folgende Aspekte mit Bezug auf die Schutzziele berücksichtigt:

- Kernbrennstoffinventare und deren Lagerort,
- Nachzerfallsleistung,
- Aktivitätsinventar.

Die Einteilung der Phasen gemäß Tab. 3.2 mit entsprechenden Randbedingungen stellt aus Sicht der GRS einen sinnvollen Ansatz zur Unterteilung der Phasen im Nach- und Restbetrieb dar. Hierbei ist zu beachten, dass die Einteilung vor und nach Primärkreisdekontamination bzw. FSD (Full System Decontamination) nach diesem Schema nicht eindeutig ist. Die Randbedingungen, unter denen eine FSD im Nach- bzw. Restbetrieb durchgeführt wird, sind im Abschnitt Ereignisanalysen für das Ereignis „Leckage bei der Systemdekontamination“ unter 4.2.10.1 näher beschrieben. Die Einteilung in die jeweiligen Phasen wird sich bei den übrigen Ereignisanalysen im Allgemeinen an der Einteilung der beiden Spalten zum Kernbrennstoffinventare und deren Lagerort sowie zur Karenzzeit im BE-Lagerbecken orientieren. Aufgrund dieser Einteilung sind die jeweiligen Phasen nicht eindeutig dem Nach- oder Restbetrieb zuzuordnen und sofern eine Zuordnung aufgrund anderer Randbedingungen weder dem Nach- noch dem Restbetrieb eindeutig zugeordnet werden kann, ist im Folgenden von „Nach- und Restbetriebsphasen“ die Rede.

Tab. 3.2 Phasen im Nach- und Restbetrieb

Phase	**Kernbrennstoffinventar und deren Lagerort**	**Karenzzeit im BE-Lagerbecken**
Phase 1	Brennelemente im Kern	
Phase 2a	Brennelemente im Lagerbecken	< 24 h
Phase 2b		> 24 h
Phase 2c		> 3 d
Phase 2d		> 7 d

Phase	Kernbrennstoffinventar und deren Lagerort	Karenzzeit im BE-Lagerbecken
Phase 3		unendlich
Phase 4a	Frei von Brennelementen	
Phase 4b	Frei von Kernbrennstoffen	
Phase 5	Wasserfreiheit	

Die Phasen in Tab. 3.2 sind folgendermaßen definiert:

Phase 1: Stillstand unmittelbar nach Beendigung des Leistungsbetriebs

Die Anlage hat den Leistungsbetrieb beendet und befindet sich im Stillstand. Die Brennelemente befinden sich noch im Reaktordruckbehälter. Der Anlagenzustand entspricht dem Stillstand im Leistungsbetrieb bzw. in der Revision. Rein formal befindet sich die Anlage im Nachbetrieb, d. h. eine Stilllegungsgenehmigung liegt noch nicht vor. Diese Phase wird im Rahmen dieses Vorhabens nicht betrachtet, da die Anforderungen aus dem Leistungsbetrieb zur Anwendung kommen.

Phase 2: Aktive Kühlung der BE

Mit der vollständigen Entleerung des Kerns aus dem RDB in das BE-Lagerbecken beginnt die Phase 2 des Nach- und Restbetriebs. Im BE-Lagerbecken befinden sich bestrahlte Brennelemente und Sonderbrennstäbe. Daher können Abbautätigkeiten nur mit sicherheitstechnischer Rückwirkungsfreiheit auf die sichere Lagerung, Handhabung und Kühlung des Brennstoffs erfolgen. Für die Kühlung der BE sind aktive Kühlsysteme notwendig. Die BE werden sukzessive aus dem BE-Lagerbecken entfernt und in das Standort-Zwischenlager eingelagert.

Mit zunehmender Dauer der Lagerung sowie abnehmender Anzahl von bestrahlten BE im BE-Lagerbecken sinkt die verbleibende Nachzerfallsleistung, bis schließlich der Punkt erreicht wird, an dem die Nachzerfallsleistung ausschließlich über die Strukturmaterialien des Sicherheitsbehälters an die Umgebung abgeführt werden kann. Ist anlagenspezifisch nachgewiesen, dass ab einer bestimmten maximalen Nachzerfallsleistung der bestrahlten BE im Lagerbecken die nach KTA 3303 /KTA 15b/ im BE-Lagerbecken zulässige Temperatur von 45 °C selbst bei einem Lüftungsausfall und erhöhten Außentemperaturen ohne die Nutzung von aktiven Kühlsystemen noch eingehalten wird, so

kann auf diese aktiven Kühlsysteme verzichtet werden. Die mit der abnehmender Nachzerfallsleistung steigende Karenzzeit, die die Zeit bis zum Erreichen der Temperatur von 45 °C im BE-Lagerbecken beschreibt, bildet die Grundlage der Unterteilung in die Phasen 2a bis 2d.

Typischerweise erfolgt in dieser Phase mit der Erteilung der 1. SAG der Übergang vom Nach- in den Restbetrieb.

Phase 3: Passive Kühlung

Mit dem Ende der aktiven Beckenkühlung befinden sich noch eine anlagenspezifisch definierte Anzahl von BE und ggf. einzelne Sonderbrennstäbe im BE-Lagerbecken. Die noch verbliebenen BE werden nach und nach aus dem BE-Lagerbecken abtransportiert. Am Ende dieses Abschnittes ist BE-Freiheit erreicht. Ggfs. befinden sich noch einzelne Sonderbrennstäbe im BE-Lagerbecken.

Phase 4a: BE-Freiheit

In diesem Abschnitt befinden sich nur noch einzelne Sonderbrennstäbe in der Anlage. Es handelt sich um bestrahlte Sonderbrennstäbe außerhalb von Brennelementkonfigurationen. Die im BE-Lagerbecken verbleibende Zahl an Sonderbrennstäben erfordert auch nach Abtransport der BE eine angemessene Wasserüberdeckung zur Abschirmung der Strahlung. Am Ende dieses Abschnittes wird der Abtransport aller Sonderbrennstäbe aus der Anlage abgeschlossen sein, womit Brennstofffreiheit erreicht wird.

Phase 4b: Kernbrennstofffreiheit

Das BE-Lagerbecken wie auch das Reaktorbecken und der Abstellraum enthalten ggf. noch kontaminierte und / oder aktivierte Bauteile. Aus Strahlenschutzgründen sind diese Bereiche weiter mit Wasser gefüllt, bis die Demontage und Zerlegung der Einbauten des RDB und / oder die Nasszerlegung von aktivierten Komponenten abgeschlossen sind. Am Ende von Phase 4b wird der Anlagenzustand „Wasserfreiheit“ erreicht, der unter anderem durch die Entleerung des BE-Lagerbeckens und des Reaktorbeckens bzw. Abstellraumes gekennzeichnet ist.

Mit der Herstellung der Kernbrennstofffreiheit wird das Aktivitätsinventar in der Anlage um mehr als 99 % reduziert. Gleichzeitig reduzieren sich die ab der Phase 4b zu gewährleistenden Schutzziele auf:

E: Einschluss der radioaktiven Stoffe,

S: Begrenzung der Strahlenexposition.

Bezüglich des Schutzziels E „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ muss hier zum besseren Verständnis Folgendes angemerkt werden:

In Hinblick auf eine Anlage, die frei von Kernbrennstoff ist, verbleibt als erforderliche Sicherheitsfunktion lediglich die Sicherheitsfunktion E6 „Sicherheitseinschluss“, mit der für den Leistungsbetrieb die Anforderungen an die rückhaltende Wirkung von radioaktiven Stoffen durch den Sicherheitsbehälter beschrieben wurden. Übertragen und angepasst auf die Verhältnisse von Restbetrieb und Abbau wird im vorliegenden Bericht unter der Sicherheitsfunktion E6 „Sicherheitseinschluss“ die Funktion der Rückhaltung radioaktiver Stoffe durch die Gebäudehülle des Reaktorgebäudes und weiterer Gebäude des Kontrollbereiches zur Verhinderung einer Freisetzung dieser Stoffe in die Umgebung verstanden.

Phase 5: Wasserfreiheit:

Mit fortschreitendem Abbau werden zunehmend verfahrenstechnische Systeme, die im Betrieb radioaktive Medien geführt haben, entleert. Dies gilt für die Hauptkühlmittelleitungen ebenso wie für die meisten nuklearen Hilfssysteme. Wasser ist dann nur noch in Systemen enthalten, die direkt oder indirekt für Dekontaminationsprozesse benötigt werden. Hierzu zählen z. B. Abwasserbehandlungssysteme und Einrichtungen zur System- und Bauteildekontamination.

4 Generalisierte Ereignisanalyse hinsichtlich Schutzzielrelevanz

Die vorliegende Betrachtung des Nach- und Restbetriebs mit und ohne Brennstoff in der Anlage hat das Ziel, Ereignisse aus einem definierten Ereignisspektrum zu betrachten und die noch für die Ereignisvorsorge erforderlichen Systeme anhand einer generischen DWR-Anlage auszuweisen.

Gemäß den SiAnf /BMU 15/ können für definierte Ereignisse „optional Nachweise dahingehend geführt werden, dass durch spezielle Vorsorgemaßnahmen der Eintritt dieser Ereignisse als verhindert bewertet werden kann.“ Die SiAnf sind gemäß Stilllegungsleitfaden /BMU 16/ „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.“

In Anlehnung an die SiAnf werden im vorliegenden Bericht zwei Kategorien von Ereignissen unterschieden. Zum einen sind dies jene

- Ereignisse, deren Beherrschung in der jeweiligen Phase des Nach- und Restbetriebs das Vorhalten bestimmter sicherheitstechnisch wichtiger Systeme, auch unter Einbeziehung von Änderungen bspw. in Form von Redundanzreduzierung, voraussetzt **(Klasse 1)**, und solche
- Ereignisse, deren schutzzielrelevanten Auswirkungen unter Vorhalt administrativer Maßnahmen und / oder baulicher Auslegung, wie sie typischerweise durch den genehmigten Stand der Anlage im Leistungsbetrieb etabliert sind **(Klasse 2)**, ausgeschlossen werden können.

Für Ereignisse der Klasse 1 werden die notwendigen Systeme unter generischen Annahmen zum Ereignis und der Zuordnung des jeweiligen Ereignisses zu betroffenen Schutzzielen und relevanten Phasen entsprechend Abschnitt 3.3 in einem eigenen Abschnitt unter den Gesichtspunkten

- Annahmen zum Ereignisablauf,
- relevante Phasen,
- betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen,
- erforderliche Systeme,

- mögliche Rückwirkungen auf andere Systeme,
- Aspekte zu Mehrblockanlagen

analysiert und im darauffolgenden Abschnitt in einer Bewertungsmatrix zusammengefasst. Die Grundlage für diese generische Analyse bilden einerseits die unter Abschnitt 2 erläuterten regulatorischen Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Systeme im Nach- und Restbetrieb sowie relevante Forschungsergebnisse der GRS, insbesondere:

- GRS-A-3114 Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR /GRS 03/,
- GRS-A-3693 Untersuchungen zur deterministischen und probabilistischen Bewertung von Einwirkungen von außen (EVA-Ereignisse) /GRS 13/,
- GRS-393 Unfallanalysen in Kernkraftwerken nach anlagenexternen auslösenden Ereignissen und im Nichtleistungsbetrieb /GRS 16/,
- GRS-453 Sicherheitstechnisch relevante Fehlermechanismen in der Nachbetriebsphase /GRS 17/,
- GRS-474 Weiterführende Untersuchungen zur deterministischen Bewertung Naturbedingter Einwirkungen von außen auf Kernkraftwerke /GRS 18a/,
- GRS-492 Untersuchungen zu Sicherheitstechnisch bedeutsamen Aspekten bei der Dekontamination von Reaktorkühlkreisläufen in Kernkraftwerken /GRS 18b/,
- GRS-541 Generische Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im Nachbetrieb /GRS 19a/,
- GRS-562 Forschungen zu den Erfordernissen des Alterungsmanagements von KKW in der Nachbetriebs- und Stilllegungsphase /GRS 19b/.

Darüber hinaus werden die aus den im Genehmigungsverfahren erstellten Berichte der derzeit in der Stilllegung befindlichen DWR-Anlagen und aus den entsprechenden Gutachten gewonnenen Erkenntnisse, sofern sie im Allgemeinen auf eine generalisierte DWR-Anlage anwendbar sind, für die Erstellung der Ereignisanalysen genutzt.

Für Ereignisse der Klasse 2 werden mögliche Maßnahmen, die sich aus dem genehmigten Stand der Anlage im bisherigen Leistungsbetrieb durch Auslegung nach gültigem kerntechnischem Regelwerk ergeben, benannt. Das jeweilige Ereignis kann durch diese

Maßnahmen vermieden oder beherrscht werden. Die Ereignisse werden soweit möglich mit den möglichen Maßnahmen in die jeweils relevanten Nach- und Restbetriebsphasen eingeordnet.

Die Ergebnisse dieser Analyse werden in Abschnitt 1 in Form einer Bewertungsmatrix zusammengefasst. Sie dienen dem Erlangen eines grundlegenden Verständnisses der sicherheits- und systemtechnischen Zusammenhänge im Nach- und Restbetrieb und bieten eine Orientierung bei der Bewertung von Außerbetriebnahmen vormals sicherheitstechnisch wichtiger Systeme im laufenden Stilllegungsprozess einer generischen DWR-Anlage.

Aufgrund der hohen Komplexität und technischer Detailunterschiede kerntechnischer Anlagen und Systeme kann eine generische Betrachtung eine anlagenspezifische Bewertung nicht ersetzen. Insbesondere hinsichtlich der in diesem Bericht genannten Annahmen, der benannten Systeme und Maßnahmen muss jede Anlage unter Berücksichtigung des kerntechnischen Regelwerks für sich betrachtet und im Einzelfall bewertet werden.

4.1 Ereignisspektrum im Nach- und Restbetrieb

Unter Berücksichtigung der Merkpostenliste für den Nachbetrieb /BMU 14/, des Stilllegungsleitfadens /BMU 16/ und der Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen /ESK 15/ wurden die für die Nach- und Restbetriebsphase eines generischen DWR relevanten Ereignisse, die zu einer Gefährdung der Schutzziele (siehe Abschnitt 1) führen können, erfasst.

In der Nach- und Restbetriebsphase sind bestimmte Ereignisse und Ereignisgruppen nicht mehr anzunehmen. Grob unterscheiden lassen sich die Ereignisse nach /BMU 16/ in:

a) Einwirkungen von innen

   a. Anlageninterner Brand
   b. Leckage von Behältern oder Systemen
   c. Anlageninterne Überflutungen
   d. Absturz und Anprall von Lasten

e. Kollision von Fahrzeugen auf dem Anlagengelände mit sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten und Ereignisse bei Transportvorgängen.

f. Wechselwirkung mit anderen Anlagen am Standort

g. Anlageninterne Explosionen

h. Chemische Einwirkungen

i. Ausfall von Versorgungseinrichtungen (Einschließlich Energieversorgung) oder Überwachungseinrichtungen Brandschutzeinrichtungen, Lüftungseinrichtungen und Einrichtungen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe

b) Einwirkungen von außen

a. Naturbedingte Einwirkungen, z. B.:

i. Extreme meteorologische Bedingungen

ii. Überflutung

iii. Biologische Einwirkungen

iv. Anlagenexterner Brand (z. B. Waldbrand)

v. Erdbeben

b. Zivilisatorisch bedingte Einwirkungen, z. B.:

i. Flugzeugabsturz

ii. Anlagenexterne Explosion

iii. Eindringen gefährlicher Stoffe

iv. Anlagenexterner Brand

Darüber hinaus bieten die Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen der ESK /ESK 15/ eine grobe Übersicht der in der Stilllegung zu analysierenden Ereignissen.

Genauer können den einzelnen Kategorien einzelne oder mehrere Ereignisse zugeordnet werden. Folgende Ereignisse wurden identifiziert:

Tab. 4.1 Ereignisspektrum im Nach- und Restbetrieb

Ereignisgruppe	Ereignis	Klasse
Lagerung und Handhabung bestrahlter Brennelemente und Sonderbrennstäbe	Reaktivitätsänderungen	2
	Verringerte Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken	1
	Leckage aus dem BE-Lagerbecken	2
	Beschädigung von Brennelementen im Lagerbecken	1
Anlageninterner Brand	Brand von Filtern	2
	Brand in der Lüfterzentrale	1
	Kabelbrand	1
	Brand im Bereich der Abfallnachbehandlung	1
	Thermische Zersetzung von Ionenaustauscherharzen	2
	Brand auf dem Anlagengelände	2
Leckage von Behältern oder Systemen	Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit	1
	Austritt radioaktiver Medien beim Abbau von Systemen / Teilsystemen	1
Anlageninterne Überflutungen	Überflutung im Reaktorgebäude	2
	Überflutung im Ringraum	1
	Überflutung im Hilfsanlagengebäude	2
	Überflutung Notstandsgebäude	2
	Überflutung in den Nebenkühlpumpenbauwerken	2

Ereignisgruppe	Ereignis	Klasse
Absturz und Anprall von Lasten	Absturz schwerer Lasten auf Brennelemente im BE-Lagerbecken	2
	Absturz eines Brennelementtransportbehälters	2
	Absturz von Gebinden mit flüssigen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen	1
	Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen	1
	Lastabsturz beim Transport von Großkomponenten	2
Kollision von Fahrzeugen		2
Wechselwirkung mit anderen Anlagen am Standort		2
Anlageninterne Explosionen		2
Handhabung radioaktiver Stoffe	Ereignisse bei der Erzeugung von Gebinden für radioaktive Abfälle	1
	Mobilisieren radioaktiver Aerosole beim Ausisolieren	1
Chemische Einwirkungen	Leckage bei der Systemdekontamination	1
	Ereignisse bei der Dekontamination von Bauteilen	2
Ausfall von Versorgungseinrichtungen	Ausfall lüftungstechnischer Anlagen	1
	Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung	1
	Ausfall des Abwassersystems	2
	Ausfall der Gefahrenmeldeanlage	2
	Ausfall der Brandmeldeanlage	2
	Ausfall der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung	2
	Störung im Abgassystem	1

Ereignisgruppe	Ereignis	Klasse
Natürliche Einwirkungen	Erdbeben	1
	Hochwasser	2
	Äußerer Brand	2
	Blitzschlag	2
	Biologische Einwirkungen	2
	Sonstige extreme naturbedingte Einwirkungen	2
Zivilisatorische Einwirkungen	Anlagenexterne Explosion	2
	Eindringen gefährlicher Stoffe	2
	Flugzeugabsturz	2
	Elektromagnetische äußere Einwirkungen	2
	Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut, Schiffsunfälle	2

Die Gesamtheit, der bei der Vorsorge gegen Schäden in Erwägung zu ziehenden Ereignisse und Ereignisabläufe ist zu groß, um jeden Einzelfall in diesem Bericht gesondert darstellen zu können. Dies ist auch nicht erforderlich, da einige Ereignisabläufe hinsichtlich sicherheitstechnischer Anforderungen zum Schutz vor anlageninternen und auch radiologischen Auswirkungen repräsentativ und abdeckend für einzelne Ereignisse sind. Dennoch ist das abdeckende Ereignisspektrum unter Beachtung des kerntechnischen Regelwerks für jede Anlage im Einzelfall zu ermitteln und zu betrachten.

4.2 Ereignisanalysen

4.2.1 Lagerung und Handhabung bestrahlter Brennelemente und Sonderbrennstäbe

Solange sich Brennelemente und Sonderbrennstäbe in der Anlage befinden, sind Ereignisse bei deren Lagerung und Handhabung zu betrachten. Dies ist somit bis zur Phase 3 notwendig. Die Auslegung des BE-Lagerbeckens und der Transportvorrichtung gemäß

KTA 3602 /KTA 03/, die für die Stilllegung gemäß Stilllegungsleitfaden uneingeschränkte Gültigkeit besitzt, stellt eine ausreichende Vorsorge gegen die Ereignisse

- Reaktivitätsänderungen,
- Leckage aus dem BE-Lagerbecken

dar. Die systemtechnische Auslegung zur Beherrschung dieser Ereignisse entspricht somit dem genehmigten Stand der Anlage im Leistungsbetrieb. Nachfolgend werden Ereignisse bei der Lagerung und Handhabung bestrahlter Brennelemente und Sonderbrennstäbe betrachtet. Hierbei wird auch auf die beiden bereits erwähnten Ereignisse näher eingegangen.

4.2.1.1 Verringerte Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken

Annahmen zum Ereignisablauf

Eine verringerte Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken bei aktiver Kühlung ist durch einen Ausfall der Beckenkühlung (d. h. Beckenkühlsysteme), einem Ausfall der an die Beckenkühlsysteme angeschlossenen Systeme zur weiteren Wärmeabfuhr oder einem Ausfall der Wärmesenke möglich.

Ausfall der Beckenkühlung

Für die Abfuhr der Nachzerfallsleistung aus dem BE-Lagerbecken stehen im Nach- und Restbetrieb zunächst wie im Leistungsbetrieb die beiden Beckenkühlstränge als Teilsysteme in zwei der vier Stränge des nuklearen Not- und Nachkühlsystems zur Verfügung. Des Weiteren steht zur Wärmeabfuhr der 3. (betriebliche) Beckenkühlstrang, an den auch das Beckenreinigungssystem anschließt, zur Verfügung. Die Nachzerfallsleistung wird über die zugehörigen Stränge des nuklearen Zwischenkühlsystems (Not- und Nachkühlsystem: Abfahrkreise; 3. Beckenkühlstrang: Betriebskreise) und des nuklearen Nebenkühlwassersystems an das Flusswasser abgegeben. Da diese Kühlsysteme für eine vollständige Kernausladung kurz nach Abfahren des Reaktors aus dem Volllastbetrieb ausgelegt sind, ergeben sich mit abnehmender Nachzerfallsleistung, d. h. zunehmender Dauer, Auslegungsreserven. Nach einer gewissen anlagenspezifischen Abklingzeit kann die Abfuhr der Nachzerfallsleistung über einen der o. g. Stränge allein erfolgen. Des Weiteren entfallen die Anforderungen an das nukleare Not- und Nachkühlsystem aus dem Leistungsbetrieb für Kühlmittelverluststörfälle aus dem Primärkreis, so

dass Kapazitäten der entsprechenden Stränge zur Kühlung des BE-Lagerbeckens zur Verfügung stehen. Die hierbei in Betracht zu ziehenden Aspekte werden durch die Stellungnahme der RSK /RSK 20/ im Detail erläutert.

Die Kühlung des BE-Lagerbeckens kann in den beiden Strängen des Not- und Nachkühlsystems sowohl mit den Beckenkühlpumpen als auch über die parallel angeordneten Nachkühlpumpen realisiert werden. Die Stränge der Not- / Nachkühlkette (Not- und Nachkühlsystem, nukleares Zwischenkühlsystem und nukleares Nebenkühlwassersystem) sind gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt und werden im Erdbebenfall bzw. Notstromfall durch Notstromdiesel mit elektrischer Energie versorgt (siehe Abschnitt 4.2.12.1). Die Beckenkühlpumpen sowie die zugehörigen Komponenten des Zwischen- und Nebenkühlwassersystems, d. h. die Becken- bzw. Notnachkühlstränge, sind darüber hinaus durch Notspeisenotstromdiesel gesichert. Der 3. (betriebliche) Beckenkühlstrang ist nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt, besitzt aber ebenfalls eine Notstromversorgung.

Ausfall der Beckenkühlung durch Ausfall der Wärmeabfuhr

Nach dem Ausfall eines Beckenkühlstrangs kann auf einen verbleibenden Strang umgeschaltet werden. Steht dieser nicht mehr zur Verfügung, sind Ersatzmaßnahmen gemäß /RSK 20/ vorzusehen. Außer der vorgesehenen Wärmeabfuhr über einen der o. g. Stränge besteht die Möglichkeit der Überlaufkühlung (BE-Lagerbecken-Überlaufbetrieb) mit verschiedenen Fahrweisen und Einspeisemöglichkeiten in das BE-Lagerbecken (z. B. aus Flutbecken oder Sumpf; ebenfalls ist eine Bespeisung aus dem Primärkreislauf möglich sollte dieser zum Ereigniszeitpunkt noch nicht entleert sein).

Als Notfallmaßnahme bei Ausfall oder unzureichender Wärmeleistung der zur BE-Lagerbeckenkühlung eingesetzten Kühler wird spätestens bei Erreichen einer Beckenwassertemperatur von T3 = 80°C die Verdampfungskühlung in Betrieb genommen. Dabei wird wahlweise Deionat oder Wasser aus externen Quellen (z. B. Notspeisebecken, Deionatbehältern, Brunnen, Flüsse, etc.) mit mobilen Pumpen über vorgesehene Anschlüsse in das BE-Lagerbecken gefördert. Verdampftes Beckenwasser wird so ersetzt; überschüssiges / warmes Beckenwasser läuft über die Überlaufleitung des BE-Lagerbeckens in den Sumpf des Reaktor-Sicherheitsbehälters.

Eine weitere Notfallmaßnahme die in diesem Fall zur Anwendung gebracht werden kann ist die verkürzte (Nach-)Kühlkette, bei der in das nukleare Zwischenkühlsystem in die

Stränge der Notnachkühlung Wasser aus externen, diversitären Quellen über eine mobile Pumpe sowie entsprechende Schlauchanschlüsse eingespeist wird, so dass insbesondere ein Nachwärmekühler und die Kühlstellen für eine Beckenkühlpumpe mit Kühlwasser versorgt werden können. Das erwärmte Kühlwasser wird extern verworfen.

Ausfall der Beckenkühlung durch Ausfall der Wärmesenke

Beim Ausfall eines Stranges des nuklearen Zwischenkühlsystems oder des nachgeschalteten nuklearen Nebenkühlwassersystems wird auf den Reservestrang umgeschaltet.

Kommt es dennoch zum Ausfall der Wärmesenke, d. h. der Wärmeabfuhr aus den Beckenkühlern infolge eines unterstellten Ausfalls der zugehörigen beiden Stränge des nuklearen Zwischenkühlsystems und / oder der entsprechenden Stränge des nachgeschalteten nuklearen Nebenkühlwassersystems wird die Beckenkühlung über Ersatzschaltungen, wie z. B. die vorgenannte Überlaufkühlung, Verdampfungskühlung oder verkürzte (Nach-)Kühlkette, sichergestellt.

Die Karenzzeit (nach KTA 3303, Abs. 5.1 /KTA 15b/), die z. B. bei einem vollständigen Ausfall der Beckenkühlung zur Durchführung von Maßnahmen zur Verfügung steht, ist hierbei abhängig von der zum Ereigniszeitpunkt abzuführenden Nachzerfallsleistung. Die Karenzzeit steigt mit abnehmender Nachzerfallsleistung. Als Maßnahmen werden hierbei nicht nur die zuvor genannten Punkte, sondern ebenfalls Instandsetzungen bzw. Wiederverfügbarmachungen sowie Ersatzmaßnahmen gemäß /RSK 20/ verstanden.

Relevante Phase

Die Ereignisse sind für die Phase 2 (aktiven Beckenkühlung) relevant. Sie entfallen erst ab der Phase 3 (passive Kühlung) in der anlagenspezifisch nachgewiesen ist, dass die Nachzerfallsleistung ohne aktive Systeme abgeführt werden kann, ohne dass Temperaturen im BE-Lagerbecken von T = 60 °C überschritten werden.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Weder das BE-Lagerbecken, noch die Anordnung der Brennelemente verändert sich durch einen Ausfall der Beckenkühlung, dementsprechend wird die Kritikalitätssicherheit im BE-Lagerbecken nicht beeinträchtigt. Die Sicherheitsfunktion R3 „Brennelementlager“ des Schutzzieles R „Sicherung der Unterkritikalität“ ist somit nicht relevant.

Durch die Erwärmung des Beckenwassers bis zum Schutzziel-Grenzwert von 80 °C wird die Integrität der Brennelement-Hüllrohre nicht beeinträchtigt, so dass auch die Sicherheitsfunktion E2 „Brennstabhüllrohr“ des Schutzzieles E „Einschluss radioaktiver Stoffe“ nicht relevant ist. Die Karenzzeiten für die rechtzeitige Umsetzung der oben beschriebenen Maßnahmen und somit Aufrechterhaltung der Beckenkühlung sind anlagenspezifisch zu ermitteln.

Betroffen sind die Schutzziele S „Begrenzung der Strahlenexposition“, K „Kühlung der Brennelemente“ und E „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

<u>Sicherheitsfunktion K2 und K3: Wärmetransport und Wärmesenke</u>

Die Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken erfolgt über einen der beiden vorhandenen notstandssicheren Beckenkühlstränge des Not- und Nachkühlsystems oder über den 3. (betrieblichen) Beckenkühlstrang, sowie die dazugehörigen Stränge des nuklearen Zwischen- und Nebenkühlsystems

Als Wärmesenke dient einer der zwei vorhandenen, notstandssicheren Stränge der Kühlkette aus nuklearem Zwischenkühlsystem und nuklearem Nebenkühlwassersystem. Sollten auch die notstandssicheren Stränge des nuklearen Zwischenkühlsystems und nuklearen Nebenkühlwassersystems unverfügbar sein, d. h. ein vollständiges Versagen der o. g. Kühlkette, wird die Wärmeabfuhr beispielsweise durch die Überlaufkühlung, verkürzte (Nach-)Kühlkette oder Verdampfungskühlung sichergestellt.

Sicherheitsfunktion E6: Sicherheitseinschluss

Im Fall der Überlaufkühlung, Verdampfungskühlung und der verkürzten (Nach-)Kühlkette kommt es in Abhängigkeit der Einspeiserate in das BE-Lagerbecken zu einem zusätzlichen Übergang radioaktiver Stoffe aus in den Sumpf abgelaufenem Beckenwasser in die Raumluft des Reaktor-Sicherheitsbehälters.

Eine übermäßige Zunahme der an Schwebstoffe gebunden radioaktiven Stoffe in der Raumluft gegenüber dem normalen Kühlbetrieb ist auf Grund des Aktivitätsinventars und der Übergangsmechanismen (Verdunstung / Verdampfung) nicht zu besorgen. Die Auslösung des Lüftungsabschlusses des Reaktorsicherheitsbehälters ist demnach nicht erforderlich.

Sicherheitsfunktion S1: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports)

Im Falle der Überlaufkühlung, Verdampfungskühlung sowie der Notfallmaßnahme der verkürzten (Nach-)Kühlkette kommt es durch die Flutung des Reaktor-Sicherheitsbehältersumpfes mit kontaminiertem Beckenwasser zu einer Kontaminationsverbreitung innerhalb des Reaktor-Sicherheitsbehälters (RSB).

Für die Filterung der freigesetzten Aktivität werden die unten aufgeführten Anlagen benötigt.

Sicherheitsfunktion S2: Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Die Ableitung radioaktiver Stoffe wird durch redundant ausgeführte Filteranlage der Fortluftanlage / Unterdruckhaltung sichergestellt. Hierbei kommen die Fortluftanlage / Unterdruckhaltung sowie bei Spülluftbetrieb die Fortluftanlage, der Bypass der Filteranlagen der Abluftstränge im Reaktorhilfsanlagengebäude (Bedarfsfilteranlage) und bei erhöhter Aktivität in der Raumluft die Bedarfsfilteranlage selbst zum Einsatz. Die Filter der jeweiligen Filterstrecken bestehen aus Schwebstoff- und Jodfiltern.

Zusätzlich oder alternativ wird bei Spülluftbetrieb die Abluft aus den Betriebs- und Anlagenräumen des Reaktorgebäudes über die Schwebstoff- und Aktivkohlefilter der Umluftfilteranlage der großen Anlagenräume / Bypassfilteranlagen in Richtung Fortluftanlage gefördert.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.2 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Verringerte Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Beckenkühlsystem	Kühlung der BE		X					
Not- und Nachkühlsystem	Kühlung der BE		X					
Nukleares Zwischenkühlsystem	Kühlung der BE		X					
sicherheitstechnisch wichtiges Nebenkühlwassersystem	Nebenkühlwasserversorgung			X				
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Absaugung Sicherheitsbehälter						X	
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Filterung der Fortluft							X
Fortluftanlage	Absaugung Spülluft						X	X
Filteranlagen der Abluftstränge im Reaktorhilfsanlagengebäude (RHAG)	Filterung der Spülluft							X
Umluftfilteranlagen große Anlagenräume / Bypassfilteranlagen Anlagen- und Betriebsräume	Filterung Spülluft / Filterung Umluft Betriebs und Anlagenräume							X

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Umluftfilteranlagen große Anlagenräume / Bypassfilteranlagen Anlagen- und Betriebsräume	Absaugung Abluft Betriebs- und Anlagenräume						X	
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssystem)	Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft						H	H
	Versorgung elektr. Verbraucher		H	H			H	H
Ersatzmaßnahmen								
Beckenreinigungssystem	Beckennachspeisung			X				
Deionatversorgung	Beckennachspeisung			X				
Feuerlöschwassersystem	Beckennotkühlung direkt			X				

Hinweis: Der Redundanzgrad der Beckenkühlsysteme, der Not- und Nachkühlstränge sowie der dazugehörigen Zwischen- und Nebenkühlwasserversorgung kann wie zuvor erläutert entsprechend einer geringeren Nachzerfallsleistung und damit einhergehender höheren Karenzzeit reduziert werden. Die Notwendigkeit von Ersatzmaßnahmen werden in den RSK-Stellungnahmen /RSK 19/ und /RSK 20/ detailliert erläutert. Die Betrachtung von Ersatzmaßnahmen und Notfallmaßnahmen ist jedoch nicht Gegenstand der vorliegenden Untersuchung.

Mögliche Rückwirkungen auf andere Systeme

Die Stränge des Not- und Nachkühlsystems, die nicht der Notstandskühlkette angehören, werden ggf. zur Durchführung der Primärkreisdekontamination (auch Full System Decontamination) genutzt (bspw. Flutbehälter als Pufferbehälter für Wässer der Primärkreisdekontamination). Werden nach der Durchführung der Primärkreisdekontamination

diese Stränge für eine dauerhafte Außerbetriebnahme vorgesehen, stehen für die Beckenkühlung noch die notstandsgesicherten Systeme sowie Maßnahmen aus dem Betriebshandbuch (BHB) und dem Notfallhandbuch (NHB) zur Verfügung.

Aspekte zu Mehrblockanlagen

In Mehrblockanlagen stehen weitere (externe) Quellen für eine Bespeisung des BE-Lagerbeckens zur Verfügung. Des Weiteren sind zur Sicherstellung der Versorgung der elektrischen Verbraucher, Maßnahmen zur gegenseitigen Blockstützung vorzusehen.

4.2.1.2 Beschädigung von Brennelementen im BE-Lagerbecken

Annahmen zum Ereignisablauf

Bei der Handhabung kann ein Brennelement beschädigt werden, z. B. durch Verhaken, Verklemmen oder Unterwasserabsturz. In der Folge können, sofern Hüllrohre dabei undicht werden, radioaktive Stoffe freigesetzt werden. Es wird angenommen, dass bei der Brennelementhandhabung zur Beladung der Transportbehälter ein Brennelement abstürzen oder anderweitig beschädigt werden kann, so dass alle Brennstäbe einer äußeren Reihe des Brennelementes undicht werden.

Relevante Phase

Solange sich Brennelemente in der Anlage befinden gilt dieses Ereignis als relevant. Es ist demnach bis Phase 3 zu betrachten. Den weiteren Phasenkategorien wird dieses Ereignis nicht zugeordnet.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen sind die Schutzziele „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

<u>Sicherheitsfunktion E2: Brennstabhüllrohr</u>

Die Sicherheitsfunktion „Brennstabhüllrohr“ wird als nicht erfüllt angenommen.

Sicherheitsfunktion E6: Sicherheitseinschluss

Durch die Beschädigung der Brennelemente kommt es zu keinem Druck- oder Temperaturanstieg, und gefährdet somit nicht die Integrität des RSB. Durch das Schließen der Lüftungsabschlussarmaturen sowie der Personen- und Materialschleuse wird verhindert, dass radioaktive Stoffe aus dem Sicherheitsbehälter austreten.

Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports) und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Die luftgetragene Aktivität in der Anlage wird über die Fortluftanlage Unterdruckhaltung und / oder der Umluft- / Bypassfilteranlage über die Fortluftanlage (Spülluftbetrieb) abgeführt und durch Schwebstofffilter gefiltert. Bei erhöhter Aktivität kommt im Spülluftbetrieb über die Fortluftanlage zusätzlich die Filteranlage der RHAG-Abluftstränge (Bedarfsfilteranlage) zum Einsatz.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.3 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Beschädigung von Brennelementen im BE-Lagerbecken“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
RSB-Lüftungsabschluss-armaturen	RSB-Lüftungsabschluss					X		
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	RSB-Absaugung						X	
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Filterung der Fortluft							X
Fortluftanlage	Absaugung Spülluft						X	X
Umluftfilteranlage gr. Anlagenräume / Bypassfilteranlagen Anlagen- und Betriebsräume	Filterung der Abluft							X

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Umluftfilteranlage gr. Anlagenräume / Bypassfilteranlagen Anlagen- und Betriebsräume	Absaugung Abluft Betriebs- und Anlagenräume						X	
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Abluft							X
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Kaminfortluft							H
Personen, Material - und Notschleuse	SHB-Lüftungsabschluss					X		
	Versorgung elektr. Verbraucher					X	X	X

4.2.1.3 Reaktivitätsänderungen

Die Auslegung des BE-Lagerbeckens nach KTA 3602 /KTA 03/ stellt eine Vorsorge vor Reaktivitätsänderung, bspw. durch Änderung in der Borsäurekonzentration dar. Der Nachweis der Unterkritikalität der Brennelemente ist gemäß KTA 3602 konservativ mit reinem Wasser zu führen.

Unter den Annahmen und Festlegungen in 4.2.6.1.2 von /KTA 03/ ist nachzuweisen, dass bei Auslegungsbelegung des BE-Lagerbeckens unter Berücksichtigung jedes einzelnen, der für dieses Lager zu unterstellenden Störfälle Unterkritikalität sichergestellt ist. Die KTA-Regel 3602 ist gemäß dem Stilllegungsleitfaden allgemeingültig und deshalb auch bei Stilllegungsverfahren zu berücksichtigen. Für den bestimmungsgemäßen Betrieb ist ein berechneter effektiver Multiplikationsfaktor $k_{eff} \leq 0{,}95$ einzuhalten. Nach dem Doppelstörfallprinzip darf es durch ein Ereignis allein nicht zur Kritikalität kommen.

Die zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit erforderliche Vorgehensweise und die dabei zu berücksichtigenden Rechenunsicherheiten und Toleranzen sind in DIN 25471 /DIN 09/ in Verbindung mit DIN 25478 /DIN 14/ festgelegt.

Kritikalitätsstörfälle sind unter Einhaltung der oben genannten Maßnahmen somit im Restbetrieb und beim Abbau nicht zu unterstellen.

4.2.1.4 Leckage aus dem BE-Lagerbecken

Gegen Leckage aus dem BE-Lagerbecken ist durch Einhaltung der in KTA 3602 /KTA 03/ beschriebenen Auslegung ausreichend vorgesorgt. Insbesondere an die Dichtheit des BE-Lagerbeckens werden folgende Anforderungen gestellt:

1. *„Das Lagerbecken muss so wasserdicht sein, dass schädigende Einwirkungen des Lagerbeckenwassers auf die Tragkonstruktion des Beckens auszuschließen sind.*
2. *Ist eine Auskleidung vorgesehen, so muss auch während des Betriebes der Anlage und bei Belegung des Beckens ihre Wasserdichtigkeit im Sinne von (1) feststellbar sein.*
3. *Die Ortung und Beseitigung von Lecks muss möglich sein.*
4. *Lagerbeckeneinbauten sind so anzuordnen und zu befestigen, dass hieraus keine unzulässigen Kräfte auf die Auskleidung übertragen werden können.*
5. *Rohrdurchführungen sind so anzuordnen, dass bei einem Bruch der anschließenden Rohrleitungen das Lagerbecken höchstens so weit auslaufen kann, dass eine Mindestabschirmung der eingelagerten aktivierten Teile soweit sichergestellt ist, dass die Begehbarkeit der Bühne am Becken zur Einleitung von Notmaßnahmen gegeben und die Kühlung durch zusätzliche Maßnahmen möglich sind.*
6. *Durch Saughebewirkung darf das Lagerbecken nur soweit entleert werden können, dass die Mindestabschirmung nach (5) und die Kühlung der im Lagerbecken abgestellten Brennelemente noch sichergestellt sind.*
7. *Rohrleitungen sind so anzuordnen und an die Rohrdurchführungen anzuschließen, dass keine unzulässigen Kräfte auf die Beckenauskleidung ausgeübt werden können.*
8. *Es ist ein Wasserüberlauf vorzusehen, durch den die größte Betriebszuspeisungsrate abgeführt werden kann.*
9. *Am Schütz vom Lagerbecken zu anderen Becken (z. B. Abstellbecken, Reaktorraum) sind erforderlichenfalls Einrichtungen vorzusehen, mit denen Leckwasser festgestellt, aufgefangen und abgeführt werden kann […].“*

Die KTA-Regel 3602 behält gemäß Stilllegungsleitfaden ihre Gültigkeit auch für die Stilllegung. Die Maßnahmen müssen entsprechend bis zur vollständigen Entleerung des BE-Lagerbeckens, also bis zum Ende der Phase 3, aufrechterhalten werden.

Unter Robustheitsbetrachtungen sind Einwirkungen auf das BE-Lagerbecken zu betrachtet, die zu größeren als den bisher betrachteten Wasserverlusten führen könnten. Die Überspeisbarkeit des Verlustes ist zu überprüfen und gegebenenfalls spezifische Notfallmaßnahmen zu schaffen. /GRS 20/

4.2.2 Anlageninterner Brand

Der Vorsorge gegen anlageninterne Brände wird durch ein durch den kerntechnischen Ausschuss beschriebenes gestaffeltes Brandschutzkonzept, gegliedert in anlagentechnische, administrative und abwehrende Brandschutzmaßnahmen, Rechnung getragen. Die KTA-Regeln

- 2101.1 Brandschutz in Kernkraftwerken Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes /KTA 15c/,
- 2101.2 Brandschutz in Kernkraftwerken Teil 2: Brandschutz an baulichen Anlagen /KTA 15d/,
- 2101.3 Brandschutz in Kernkraftwerken Teil 3: Brandschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen /KTA 15e/,

bilden den Stand von Wissenschaft und Technik ab, nach der die Anlage im Leistungsbetrieb auszulegen ist. Im Übergang zur Stilllegung sind diese Regeln gemäß Stilllegungsleitfaden „unter Berücksichtigung des veränderten Gefährdungspotenzials und der im Vergleich zu Errichtung und Betrieb veränderten und in vielerlei Hinsicht verringerten Anforderungen schutzzielorientiert angepasst bzw. teilweise anwendbar“. /BMU 16/

Die Vorsorgemaßnahmen, um anlageninterne Brände zu verhindern oder auf einen sicherheitstechnisch beherrschbaren Umfang einzugrenzen, umfassen vor allem:

- räumliche Trennung redundanter Stränge von sicherheitstechnisch bedeutsamen Systemen,
- Minimierung von Brandlasten oder sicheres Einschließen, soweit möglich,

- Minimierung von Zündquellen und räumliche Trennung von Brandlasten,
- Einrichtungen zum automatischen Erkennen und Melden von Bränden,
- ein Spektrum von Löscheinrichtungen, zum Teil automatisch auslösend oder fernbetätigt, und speziell für die Brandbekämpfung ausgebildetes Personal,
- Unterteilung von sicherheitstechnisch bedeutsamen Gebäuden in Brandabschnitte sowie weitere brandschutztechnische Trennungen von Raumbereichen in diesen Gebäuden,
- Erdbebenauslegung von Komponenten und baulichen Strukturen, soweit zur Verhinderung von Folgebränden nach Erdbeben erforderlich.

Bei der Durchführung von Abbaumaßnahmen kommen u. a. thermische Zerlegeverfahren zum Einsatz, die die Gefahr für das Entstehen von Bränden im Restbetrieb erhöhen können. Andere Gefahren, die veränderte Randbedingungen in Bezug auf die Nutzung im Nach- und Restbetrieb darstellen, sind beispielsweise:

- Durchführung von Dekontaminationsarbeiten mit zusätzlichen Brandlasten (z. B. ölgefüllte oder elektrisch betriebene Pumpenaggregate, Transformatoren),
- Einrichtung von zusätzlichen Arbeitsplätzen zur Abfallbehandlung,
- Einrichtung von zusätzlichen Laborarbeitsplätzen.

Durch geeignete Maßnahmen (baulich, technisch, administrativ) muss sichergestellt werden, dass größere Brände in der Anlage praktisch ausgeschlossen werden können. Identifizierte Ereignisse, die durch die Umsetzung eines gestaffelten Brandschutzkonzeptes ausgeschlossen werden können, sind:

- Brand von Filtern,
- Thermische Zersetzung von Ionenaustauscherharzen.

Neben diesen Ereignissen werden im folgenden Abschnitt Ereignisse beschrieben, die im Sinne der kerntechnischen Sicherheit potenziell zu Schutzzielverletzungen führen können und durch systemtechnische Maßnahmen beherrscht werden können.

4.2.2.1 Brand im Bereich der Abfallnachbehandlung

Annahmen zum Ereignisablauf

Werden brennbare radioaktive Abfälle, vor allem im Restbetrieb und während des Abbaus, im Kontrollbereich und nicht in eigens dafür erstellten Gebäuden sortiert und behandelt, so erfolgt die Planung und Umsetzung des dafür vorgesehenen Reststoffbearbeitungszentrums (RBZ) in Anlehnung an die brandschutztechnischen Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks. Die bereits bzw. noch vorhandenen Brandschutzmaßnahmen (bau-, anlagentechnisch und administrativ) entsprechend des Brandschutzkonzeptes der Anlage minimieren dabei Auswirkungen auf andere Anlagenteile. Auch bei geringer Entstehungswahrscheinlichkeit von Bränden können sowohl im RBZ, als auch im Kontrollbereich auf vorhandenen Pufferlagerlagerflächen Zufallsbrände entstehen. Brandschutztechnische Anforderungen an das RBZ auf dem Anlagengelände werden durch die ESK-Leitlinien für die Konditionierung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung vorgegeben. /ESK 20b/

Ein Brand in der Abfallnachbehandlung kann zu einer aerosolförmigen Freisetzung radioaktiver Stoffe führen. Dieser wird in den in Frage kommenden Raumbereichen über die Brandmeldeanlage detektiert. Neben der Brandbekämpfung durch die entsprechenden Löschanlagen, werden die Brandschutzklappen des betroffenen Brandabschnitts automatisch geschlossen. Durch die damit einhergehende Reduzierung des Luftwechsels verringert sich ebenfalls der Transport radioaktiver Aerosole in die Fortluftanlage und wird durch die zugehörigen Filterstrecken (z. B. Bedarfsfilteranlage oder weitere Filteranlagen in den Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftsträngen) gefiltert und über den Fortluftkamin abgegeben.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziel S „Begrenzung der Strahlenexpositionen“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports) und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Die luftgetragene Aktivität im Kontrollbereich wird über die Fortluftanlage Unterdruckhaltung und / oder der Bedarfsfilteranlage über die Fortluftanlage abgeführt und durch Schwebstofffilter gefiltert. Im Spülluftbetrieb wird bei erhöhter Aktivität die Bedarfsfilteranlage zugeschaltet. Zusätzlich muss durch das Schließen von Brandschutzklappen und -türen die weitere Verbreitung der luftgetragenen Aktivität begrenzt werden.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.4 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Brand in der Abfallnachbehandlung“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Gemeinsame Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau), Ableitung zum Kamin Isolierung Brand						X	X
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau)						X	
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Fortluft							X
Abluftanlage Konditionsierungsanlagenanbau (sofern vorhanden)	Absaugung Konditionierungsanlagenanbau, Isolierung Brand						X	

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Brandmeldeanlage	Auslösung Löschanlagen						H	
Gefahrenmeldeanlage / Lautsprecheranlage	Kommunikation / Alarmierung						H	
Feuerlöschwassersystem	Löschwasser Hydranten						X	
Trink-/Sprühwasserversorgung	Sprühwasser-Löschanlage						H	
Gas – Löschsysteme	Brandschutz bzw. Brandbekämpfung						X	
Aktivitätsüberwachung	Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft						H	H
Nukleare Gebäudeentwässerung	Auffangen Löschwasser						H	
	Versorgung elektr. Verbraucher						H	H

Hinzu kommen die Bauwerksfunktionen die entsprechend des Brandschutzkonzeptes der Anlage zur Verhinderung von Bränden bzw. zur Minimierung von Brandfolgen in den einzelnen Gebäuden vorhanden und genehmigt sind; dies schließt per Änderungsanzeige angezeigte und durchgeführte Anpassungen des Brandschutzkonzeptes entsprechend der relevanten Abbauphasen mit ein.

4.2.2.2 Brand in der Lüfterzentrale

Annahmen zum Ereignisablauf

Im Allgemeinen bestehen die stationären, nuklearen Lüftungssysteme im Kontrollbereich aus redundant, mit mindestens einem Reservelüfter, ausgeführten Lüfterzentralen der folgenden Systeme:

- Gemeinsame Außen- / Zuluftanlage,
- Fortluftanlage Unterdruckhaltung,

- Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge,
- Gemeinsame Fortluftanlage,
- Umluftfilteranlagen der großen Anlagenräume und der Betriebsräume.

Die Lüfterzentralen sind in einem Raum untergebracht. Die redundant ausgeführten Lüfter sind dabei bis auf Trennwände (Schutz vor mechanischen Einwirkungen) nicht räumlich voneinander getrennt, sodass nicht auszuschließen ist, dass im Ereignisfall der Brand auf benachbarte Lüfter übergreifen wird.

Als potenzielle Folge des Brandes kann damit der Ausfall aller Lüfter eines Lüftungssystems angenommen werden (siehe Ereignis „Ausfall lüftungstechnischer Anlagen“ 4.2.11.1).

Durch den brandbedingten Ausfall eines Lüfters werden keine heißen Brandgase in den druckseitigen Abluftstrang und zu darin enthaltenen Filtern abgeführt, ebenso kann ein Transport und Einfluss der heißen Brandgase auf die saugseitig und räumlich getrennten Filter ausgeschlossen werden. Potenzielle Brandlasten sind unter Berücksichtigung und Einhaltung der anlagentechnischen und administrativen Vorgaben, z. B. Brandschutzordnung, ausreichend weit von den Lüftern entfernt aufzustellen, wodurch ein direktes Übergreifen des Brandes verhindert wird. Ein Brand muss frühzeitig über die Brandmeldeanlage erkannt werden, um in den Lüftungskanälen vorhandene Brandschutzklappen manuell schließen zu können, sollten diese nicht bereits durch automatische Maßnahmen (z. B. Schmelzlotauslösung) geschlossen worden sein. Ein Übergreifen auf andere Systeme und Komponenten wird dementsprechend ausgeschlossen.

Die einzelnen Lüfter der Umluftfilteranlagen bzw. Umluftanlagen der großen Anlagenräume und Betriebsräume sind räumlich voneinander getrennt. Die Funktionen können bei Ausfall der entsprechenden Umluft(filter)anlage durch die redundanten Teilsysteme oder auch andere Umluft(filter)anlagen übernommen werden. Für die Abluftabsaugung steht in dem Fall die Fortluftanlage Unterdruckhaltung zur Verfügung.

Die Integrität der Brennelemente im BE-Lagerbecken ist vom Brand in einer Lüfterzentrale nicht betroffen. Das Schutzziel R „Sicherung der Unterkritikalität der Brennelemente“ und die Sicherheitsfunktion E2 „Brennstabhüllrohr“ sind damit nicht relevant. Die Kühlung der Brennelemente ist nicht gefährdet, so dass die Sicherheitsfunktion K3 „Wärmesenke“ nicht betroffen ist.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant. Die Relevanz für einzelne Lüfterzentralen entfällt entsprechend Ihrer individuellen, dauerhaften Außerbetriebnahme in den verschiedenen Phasen.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziele S „Begrenzung der Strahlenexposition“.

Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports) und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Die Abluft aus dem Sicherheitsbehälter wird über die Fortluftanlage Unterdruckhaltung oder beim Spülluftbetrieb über die Fortluftanlage geführt. Nach einem brandbedingten Ausfall einer der beiden Anlagen wird die Filterung der Abluft über die jeweils andere sichergestellt. In den betroffenen Lüfteranlagen werden automatisch die zugehörigen Brandschutzklappen geschlossen. Darüber hinaus ist zur Begrenzung der Ableitung und zur Brandbekämpfung eine schnelle Zuschaltung der Reserve-Fortluftanlage für das Reaktor- und Hilfsanlagengebäude erforderlich.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.5 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Brand in der Lüfterzentrale“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Absaugung Sicherheitsbehälter, Isolierung Brand						X	
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Filterung der Fortluft							X

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau), Ableitung zum Kamin Isolierung Brand						X	
Fortluftanlage	Filterung der Fortluft							X
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau)						X	
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Fortluft							X
Abluftanlage Konditionsierungsanlagenanbau (sofern vorhanden)	Absaugung Konditionierungsanlagenanbau						X	
Brandmeldeanlage	Auslösung Löschanlagen						H	
Gefahrenmeldeanlage, Lautsprecheranlage	Kommunikation / Alarmierung						H	
Feuerlöschwassersystem	Löschwasser Hydranten						X	
Trink-/Sprühwasserversorgung	Sprühwasser-Löschanlage						H	
Gas-Löschsysteme	Brandschutz bzw. Brandbekämpfung						X	
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft						H	H

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Nukleare Gebäude-entwässerung	Auffangen Löschwasser						H	
	Versorgung elektr. Verbrau-cher						H	H

Hinzu kommen die Bauwerksfunktionen die entsprechend des Brandschutzkonzeptes der Anlage zur Verhinderung von Bränden bzw. zur Minimierung von Brandfolgen in den einzelnen Gebäuden vorhanden und genehmigt sind; dies schließt per Änderungsanzeige angezeigte und durchgeführte Anpassungen des Brandschutzkonzeptes entsprechend der relevanten Abbauphasen mit ein.

4.2.2.3 Kabelbrand

Annahmen zum Ereignisablauf

Kabelbrände können durch Kurzschlüsse, beispielsweise durch beschädigte Isolierungen oder andere Einflüsse, die im Verlauf von Abbauarbeiten auftreten, entstehen und können daher nicht ausgeschlossen werden. Kabelbrände müssen durch Brandmeldeeinrichtungen frühzeitig erkannt werden. Bereiche, in denen sich Kabel befinden, sind mit Feuerlöschanlagen ausgestattet, zudem sind sicherheitsrelevante Kabelmassierungen mit brandhemmenden Beschichtungen versehen.

Schutz gegen Kabelbrand wird bei sicherheitstechnisch bedeutsamen Kanälen durch die Unterteilung in redundanzzugeordnete Kabelkanäle erreicht, so dass maximal eine Redundanz des Sicherheitssystems bzw. der Systemfunktion aus gleicher Ursache betroffen sein kann. Ein gleichzeitiger Ausfall mehrerer Redundanzen desselben sicherheitstechnisch relevanten Systems wird durch einen Kabelbrand daher nicht unterstellt. Ein Kabelbrand kann zum Ausfall eines Beckenkühlstrangs führen. Dieser Fall wird in Abschnitt 4.2.1.1 behandelt. Des Weiteren gelten für die Beckenkühlung die im Ereignis „Verringerte Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken“ im Abschnitt 4.2.1.1 dargestellten Sachverhalte. Entsprechend stehen verschiedene Optionen zur Verfügung.

Beim Ausfall eines Lüfters nach der Unterbrechung der Stromversorgung infolge des Kabelbrandes, wird der jeweilige Reservelüfter in Betrieb genommen (vgl.

Abschnitt 4.2.11.1). Ein gleichzeitiger Ausfall redundanter Lüfter kann durch die räumliche Trennung der Kabelführung ausgeschlossen werden.

Durch Brandbegrenzungseinrichtungen (automatisch schließende Brandschutzklappen, Kabel- und Rohrschottungen) und der Auslegung von Lüftungskanälen mit der erforderlichen Feuerwiderstandsklasse wird ein Übergreifen eines Kabelbrandes auf andere sicherheitsrelevante Anlagenteile und Systeme verhindert. Ein Brand von Lüftern und Filtern als Folge eines Kabelbrandes wird damit nicht unterstellt.

Sofern im Betrieb der Anlage keine Ereignisse zur Kontamination der Kabel geführt haben, ist eine Freisetzung relevanter Mengen radioaktiver Stoffe mit den Brandgasen bei unterstellten Kabelbränden im Kontrollbereich nicht zu besorgen.

Die Sicherung der Unterkritikalität im BE-Lagerbecken ist durch den Ausfall der Beckenkühlung nicht betroffen. Durch die redundante Auslegung der Beckenkühlstränge bzw. durch Notfallmaßnahmen wie in Abschnitt 4.2.1.1 beschrieben, ist die Gefährdung der Hüllrohrintegrität gering. Die Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters sowie anderer Gebäude des Kontrollbereichs und damit der Sicherheitseinschluss radioaktiver Stoffe ist nicht gefährdet.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen sind die Schutzziele K „Kühlung der Brennelemente“ und S „Begrenzung der Strahlenexposition“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

<u>Sicherheitsfunktion K2 und K3: Wärmetransport und Wärmesenke</u>

Sollten durch einen Kabelbrand Stränge des Beckenkühlsystems ausfallen, erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken über redundante Stränge oder über sonstige Notfallmaßnahmen (siehe 4.2.1.1). Die Kühlung der Brennelemente wird durch einen zeitweiligen Ausfall zwar beeinträchtigt, jedoch nicht gefährdet.

Sollte durch einen Kabelbrand ein Strang des nuklearen Zwischenkühlsystems und / oder des nuklearen Nebenkühlwassersystems ausfallen, wird auf den in Reserve stehenden Strang geschaltet. Beim Ausfall beider Kühlketten durch Kabelbrand werden Notfallmaßnahmen genutzt (siehe Abschnitt 4.2.1.1).

Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports) und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Durch das automatische Schließen von Brandschutzklappen, das Auslösen von Löscheinrichtungen der betroffenen Kabelkanäle sowie eine schnelle Brandbekämpfung wird das Potenzial zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Raumluft minimiert. Sofern im Betrieb keine Kontamination von Kabeln auftrat, ist auch nicht mit einer zusätzlichen Mobilisierung radioaktiver Stoffe zu rechnen.

Die an die Umgebung abgeleitete Abluft aus Reaktor-, Hilfsanlagengebäude wird auch bei oder nach Ausfall einer lüftungstechnischen Anlage durch die Schwebstofffilter der Fortluftanlage Unterdruckhaltung für den Sicherheitsbehälter bzw. der Bedarfsfilteranlage für die Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge und den Ringraum sowie bei Spülluftbetrieb auch für den Sicherheitsbehälter gefiltert abgeführt. Jodfilter werden bei diesem Ereignis nicht benötigt.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.6 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Kabelbrand“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Beckenkühlssystem	BE-Lagerbeckenkühlung		X					
Nukleares Zwischenkühlsystem	BE-Kühlung, Zwischenkühlwasserversorgung			X				
Sicherheitstechnisch wichtiges Nebenkühlwassersystem	BE-Kühlung, Nebenkühlwasserversorgung			X				

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Not- und Nachkühlsystem	BE-Kühlung		X					
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Absaugung Sicherheitsbehälter, Isolierung Brand						X	
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Filterung der Fortluft							X
Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau), Ableitung zum Kamin Isolierung Brand						X	
Fortluftanlage	Filterung der Fortluft							X
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau)						X	
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Fortluft							X
Abluftanlagen Konditionierungsanlagenanbau (sofern vorhanden)	Absaugung Konditionierungsanlagenanbau						X	
Brandmeldeanlage	Auslösung Löschanlagen						H	
Lautsprecher- / Personenrufanlage	Kommunikation / Alarmierung						H	
Feuerlöschwassersystem	Löschwasser Hydranten						X	
Trink-/Sprühwasserversorgung	Sprühwasser-Löschanlage						H	

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Gas-Löschanlagen	Brandschutz bzw. Brandbekämpfung						X	
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft						H	H
Nukleare Gebäudeentwässerung	Auffangen Löschwasser						H	
	Versorgung elektr. Verbraucher						H	H

Hinzu kommen die Bauwerksfunktionen die entsprechend des Brandschutzkonzeptes der Anlage zur Verhinderung von Bränden bzw. zur Minimierung von Brandfolgen in den einzelnen Gebäuden vorhanden und genehmigt sind (vgl. Abschnitt 4.2.2); dies schließt per Änderungsanzeige angezeigte und durchgeführte Anpassungen des Brandschutzkonzeptes entsprechend der relevanten Abbauphasen mit ein.

Hinweis: Der Redundanzgrad der Beckenkühlsysteme, der Not- und Nachkühlstränge sowie der dazugehörigen Zwischen- und Nebenkühlwasserversorgung kann wie in Abschnitt 4.2.1.1 erläutert entsprechend einer geringeren Nachzerfallsleistung und damit einhergehender höheren Karenzzeit reduziert werden. Die Notwendigkeit sonstiger Ersatzmaßnahmen werden in den RSK-Stellungnahmen /RSK 19/ und /RSK 20/ detailliert erläutert. Die Betrachtung von Notfallmaßnahmen ist jedoch nicht Gegenstand der vorliegenden Untersuchung.

4.2.2.4 Brand eines Filtermobils

Annahmen zum Ereignisablauf

Im Verlauf von Restbetrieb und Abbau werden bei Arbeiten, in deren Folge mit einer verstärkten Mobilisierung von radioaktiven Stoffen gerechnet werden muss, zusätzliche mobile Einrichtungen zur Luftabsaugung, Luftfilterung und lüftungstechnischen Trennung eingesetzt. Das betrifft z. B. die Konditionierung radioaktiver Stoffe im Konditionierungsanlagengebäude und den Abbau sowie die Zerlegung von Komponenten im Kontrollbereich.

Beim unterstellten Brand dieser mobilen Filteranlagen können Anteile der in diesen Filteranlagen zurückgehaltenen radioaktiven Stoffe in die Raumluft freigesetzt werden und innerhalb des Kontrollbereichs verbreitet werden.

Potenzielle Brandlasten sind unter Berücksichtigung und Einhaltung der Vorsorgemaßnahmen aus Abschnitt 4.2.2 ausreichend weit zu entfernen, wodurch ein direktes Übergreifen des Brandes verhindert wird. Darüber hinaus wird ein Brand frühzeitig über vor Ort tätiges Personal und die Brandmeldeanlage erkannt. Die in der Folge durchzuführenden Brandschutz- / Brandbekämpfungsmaßnahmen tragen zur Reduktion der potenziell in die Raumluft freigesetzten radioaktiven Stoffe bei.

In die Raumluft freigesetzte radioaktive Stoffe, werden durch die stationären Abluftanlagen abgesaugt und über die entsprechenden Filteranlagen der betroffene Ab- bzw. Fortluftstränge gefiltert und über den Fortluftkamin kontrolliert abgegeben.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen sind die Schutzziele S „Begrenzung der Strahlenexposition“, und E „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

<u>Sicherheitsfunktion E6: Sicherheitseinschluss</u>

Beim Brand eines Filtermobils im Sicherheitsbehälter kann sich die Konzentration radioaktiver Aerosole in der Raumluft erhöhen. Ein dadurch bedingter Ausfall der stationären lüftungstechnischen Anlagen ist nicht zu besorgen. Tätigkeiten in den betroffenen Bereichen werden nach erfolgten Brandbekämpfungsmaßnahmen angepasst oder ggf. eingestellt.

Die gerichtete Luftströmung wird aufrechterhalten. Es ist kein Lüftungsabschluss des Sicherheitsbehälters notwendig.

Sicherheitsfunktion S1: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports)

Die Abluft des Kontrollbereichs wird über die Fortluftanlage Unterdruckhaltung sowie beim Spülluftbetrieb über die Fortluftanlage geführt.

Je nach Ausmaß des Brandes kommt es zum automatischen Schließen der Brandschutzklappen in den am Aufstellungsort des Filtermobils befindlichen Lüftungskanälen und diese werden lufttechnisch abgesperrt. Die gerichtete Luftströmung sowie auch der Unterdruck in den Gebäuden des Kontrollbereiches bleiben durch den Betrieb der Fortluft Unterdruckhaltung erhalten.

Zur Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses ist in der Anlage eine frühzeitige Brandbekämpfung und das Schließen der Brandschutzklappen erforderlich.

Sicherheitsfunktion S2: Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Durch den Brand eines Filtermobils zusätzlich mobilisierte, radioaktive Stoffe erhöhen im betroffenen Raumbereich die Kontamination. Die aus den Raumbereichen an die Umgebung abgeleitete Fortluft wird durch die Schwebstofffilter der Fortluftanlage Unterdruckhaltung für den Sicherheitsbehälter bzw. der Bedarfsfilteranlage für die Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge und den Ringraum sowie bei Spülluftbetrieb auch für den Sicherheitsbehälter gefiltert. In den Betriebs- und Anlagenräumen kann abgesaugte Spülluft durch noch vorhandene Umluftfilteranlagen gefiltert werden.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.7 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Brand eines Filtermobils“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Absaugung Sicherheitsbehälter, Isolierung Brand						X	
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Filterung der Fortluft							X

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau), Ableitung zum Kamin Isolierung Brand						X	
Fortluftanlage	Filterung der Fortluft							X
Filteranlagen RHAG-Abluftstränge	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau)						X	
Filteranlagen RHAG-Abluftstränge	Filterung Fortluft							X
Abluftanlagen Konditionierunganlagenanbau (sofern vorhanden)	Absaugung Konditionierungsanlagenanbau						X	
Brandmeldeanlage	Auslösung Löschanlagen						H	
Gefahrenmeldeanlage / Lautsprecheranlage	Kommunikation / Alarmierung						H	
Feuerlöschsystem	Löschwasser Hydranten						X	
Trink-/Sprühwassersystem	Sprühwasser-Löschanlage						H	
Gas-Löschsysteme	Brandschutz bzw. Brandbekämpfung						X	
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft						H	H

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Nukleare Gebäudeentwässerung	Auffangen Löschwasser						H	
	Versorgung elektr. Verbraucher						H	H

Hinzu kommen die Bauwerksfunktionen die entsprechend des Brandschutzkonzeptes der Anlage zur Verhinderung von Bränden bzw. zur Minimierung von Brandfolgen in den einzelnen Gebäuden vorhanden und genehmigt sind, dies schließt per Änderungsanzeige angezeigte und durchgeführte Anpassungen des Brandschutzkonzeptes entsprechend der relevanten Abbauphasen mit ein.

4.2.2.5 Brand auf dem Anlagengelände

Relevante Brandlasten auf dem Anlagengelände während des Restbetriebs sind im Wesentlichen die Ölmengen in der Maschinentrafoanlage, in der Fremdnetztrafoanlage und im Heizöltanklager. Durch Umsetzung der KTA-Regeln 2101.1 /KTA 15c/ und 2103 /KTA 15f/ wird gegen die Auswirkungen eines Brandes in einer dieser Anlagen und sich daraus ergebenden Folgen auf Gebäude und Einrichtungen mit sicherheitstechnischen wichtigen Funktionen durch ausreichende Abstände zwischen Gebäuden und Brandlasten und durch ausreichend feuerwiderstandsfähige Bauteile vermieden oder begrenzt. Die KTA-Regeln 2101.1 und 2103 sind gemäß dem Stilllegungsleitfaden /BMU 16/ schutzzielorientiert angepasst bzw. teilweise anwendbar.

Zu den möglichen Vorsorgemaßnahmen zählen

- ausreichende Abstände zwischen wesentlichen Brandlasten, die sich auf dem Anlagengelände befinden, und den sicherheitstechnisch bedeutsamen Gebäuden,
- ausreichend feuerwiderstandsfähige Bauteile (z. B. Außenwände der sicherheitstechnisch bedeutsamen Gebäude grundsätzlich in F90-Qualität ausgeführt, Unterteilung von Gebäuden in Brandabschnitte und Brandbekämpfungsabschnitte),
- Auslegung der Baustrukturen gegen anzunehmende Temperaturbelastungen.

4.2.2.6 Brand von Filtern

Ein Brand der Aktivkohle in den Filterbetten der Jodfilter wird durch Vorsorgemaßnahmen gegen Brände in der Anlage (vgl. Abschnitte 4.2.2) unwahrscheinlich. Insbesondere in den Filterräumen müssen dazu Brandmelder und Brandbekämpfungsmaßnahmen, die zu einem schnellen Einsetzen von Löschmaßnahmen führen, vorhanden sein. Da das durch die Aktivkohlefilter zurückgehaltene Jod schnell zerfällt, sollten zur Verringerung der Brandlast diese entsorgt werden, sobald nicht mehr mit freisetzbarem, radioaktivem Jod in der Anlage zu rechnen ist.

4.2.2.7 Thermische Zersetzung von Ionenaustauscherharzen

Ionenaustauscherharze – Kugelharze oder Pulverharze – aus den Wasseraufbereitungsanlagen des Kontrollbereichs werden in dafür geeignete Behälter gefüllt und darin getrocknet. Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe nach einer thermischen Zersetzung der Harze ist nur bei einem massiven äußeren Brand im Raumbereich der Konzentratabfüllstation möglich. Brände, die zu einem deratigen Schaden führen können, müssen durch Vorsorgemaßnahmen wie der Begrenzung von Brandlasten im betreffenden Raumbereich und der vorhandenen Brandschutzmaßnahmen ausgeschlossen werden (vgl. Abschnitt 4.2.2). Weitere Maßnahmen wurden im Zuge der Weiterleitungsnachricht WLN 2015/02 zu einem Schwelbrand von Reststoffen in der Fasstrocknungsanlage durch die GRS benannt. Hierzu zählen u. a. /WLN 15/:

- Ausschuss einer Selbstentzündung durch Probetrocknungen oder Mischung mit inerten Abfallfraktionen,
- ggf. Risikoverringerung durch verzögerte Sauerstoffzufuhr nach der Trocknung,
- Einsatz geeigneter Messverfahren zur Früherkennung eines Brandes.

4.2.3 Leckage von Behältern oder Systemen

4.2.3.1 Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit

Annahmen zum Ereignisablauf

Im Nach- und Restbetrieb kann es zu Leckagen an Behältern oder Systemen mit radioaktiven Medien kommen, die zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe führen können.

Systeme mit radioaktiven Medien befinden sich in Gebäuden des Kontrollbereichs. Die Folgen einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen bei Leckagen ist hierbei u. a. abhängig vom freisetzbaren Aktivitätsinventar, dem Betriebsdruck und der Betriebstemperatur eines Behälters oder Systems (siehe auch Ereignis „Leckagen bei Systemdekontamination“).

Um eine unkontrollierte Freisetzung radioaktiver Stoffe in Folge von Leckagen zu verhindern, werden bei Behältern, Rohrleitungen oder Gebinden mit radioaktiv kontaminiertem Wasser Barrieren eingesetzt. Diese bestehen u. a. aus dekontaminierbaren Auffangwannen unter den Behältern und einer dekontaminierbaren Beschichtung der Räume, sodass es nur zur luftgetragenen Ausbreitung von radioaktiven Stoffen kommen kann.

Für die Leckage eines Behälters ist gemäß /SSK 83/ das vollständige Auslaufen eines Abwasserverdampfers in radiologischer Hinsicht abdeckend. Beim Auslaufen des Verdampferkonzentrats kommt es aufgrund des Siedezustandes zu einer Spontanverdampfung. Radioaktive Stoffe gelangen infolge dessen und der Mitnahme von Tröpfchen als Aerosole in die Raumluft. Diese müssen über die Lüftungs- und Filteranlagen im Kontrollbereich abgeführt werden. Durch einen Aktivitätsanstieg in der Abluftanlage sowie dem Abfall des Füllstands im Brüdengefäß des Verdampfers wird eine Leckage erkannt. Der Abwasserverdampfer wird dann abgeschaltet und abgesperrt. Das Leckagewasser wird im Gebäudesumpf gesammelt und von dort in den Abwassersammelbehälter gepumpt.

Nach Überschreiten eines Aktivitätsgrenzwertes in der Abluft wird automatisch auf die Schwebstofffilter der entsprechenden Filteranlage (bspw. Bedarfsfilteranlage) der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge umgeschaltet.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs zu berücksichtigen.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports) und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Die luftgetragene Aktivität in der Anlage wird über Schwebstofffilter der Filteranlagen der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge gefiltert

Weitere Sicherheitsfunktionen

Als weitere Systemfunktion bei Leckagen aus Behältern oder Rohrleitungen ist die Gebäudeentwässerung von Nöten. Diese sammelt anfallende Leckagen in den Gebäudesümpfen und leitet diese an die Abwasseraufbereitung weiter.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.8 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude Abluft						X	
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Fortluft							X
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Hilfsanlagengebäude						H	
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Fortluft							H
Nukl. Gebäudeentwässerungssystem	Gebäudeentwässerung						X	
Behandlung radioaktiver Abwässer	Abwasseraufbereitung						X	
	Versorgung elektr. Verbraucher						H	H

4.2.3.2 Austritt radioaktiver Medien beim Abbau von Systemen / Teilsystemen

Die Möglichkeit eines Austritts radioaktiver Medien beim Abbau von Systemen oder Teilsystemen besteht dann, wenn ein System vor dessen Abbau nicht entleert wurde oder eine Verknüpfung mit anderen Systemen zuvor nicht unterbrochen wurde. Die für dieses Ereignis sicherheitsrelevanten Betrachtungen werden durch die Betrachtung in Abschnitt 4.2.3.1 abgedeckt.

4.2.4 Anlageninterne Überflutungen

Bei einer Überflutung innerhalb sicherheitstechnisch bedeutsamer Gebäude kann es insbesondere durch Störungen von elektro- und leittechnischen Komponenten zum Ausfall von sicherheitstechnisch bedeutsamen Systemen führen.

Die Vorsorgemaßnahmen, um Überflutungen zu verhindern oder auf einen sicherheitstechnisch beherrschbaren Umfang einzugrenzen, umfassen vor allem:

- räumliche Trennung redundanter Stränge von sicherheitstechnisch bedeutsamen Systemen,
- soweit möglich keine Verlegung von wasserführenden Leitungen mit großen Nachspeisemengen in sicherheitstechnisch bedeutsamen Gebäuden,
- qualitätssichernde Maßnahmen, um Lecks in wasserführenden Komponenten zu verhindern oder – zur Reduzierung der Ausströmrate – zu begrenzen (z. B. Erdbebenauslegung),
- automatisches Erkennen, Melden und Abführen von Leckagewasser in Gebäudesümpfen,
- Absperrarmaturen in wasserführenden Rohrleitungen,
- erhöhte Anordnung elektrischer Komponenten oder wasserdichte Kapselung.

Im Folgenden werden Überflutung der im Nach- und Restbetrieb noch sicherheitstechnisch bedeutsamen Gebäude näher betrachtet, sofern unterstellt werden kann, dass ein hinreichendes Überflutungspotenzial (Wasservorrat, Wasserzuführung) vorhanden ist.

4.2.4.1 Überflutung im Ringraum

Annahmen zum Ereignisablauf

Durch ein Überflutungsereignis im Ringraum kann es aufgrund der nicht vollständigen räumlichen Trennung von Redundanzen zu einem redundanzübergreifendenden Ausfall von Systemfunktionen kommen. So befinden sich im Reaktorgebäude-Ringraum sicherheitstechnisch wichtige Komponenten der Nachkühlkette, die durch eine Überflutung ausfallen können, was durch passive Vorsorgemaßnahmen möglichst vermieden und durch aktive Maßnahmen, wie die Absperrung und Abschaltung von Pumpen beherrscht werden muss. Überflutungsereignisse im Ringraum können durch Eigenversagen oder erdbebenbedingtes Versagen von wasserführenden Systemen ausgelöst werden.

Nach Eintritt einer Leckage und der darauffolgenden Überflutung der Raumbereiche sind die an den tiefsten Stellen gelegenen sicherheitstechnisch wichtige Systeme bzw. Komponenten und deren erforderliche Instrumentierung, Steuerung und Energieversorgung anforderungsbestimmend. Dies betrifft insbesondere Komponenten des Not- und Nachkühlsystems, des BE-Lagerbeckenreinigungssystem und des nuklearen Zwischenkühlsystems.

Eine Wasserfreisetzung kann aufgrund der Trennung der Raumbereiche zunächst in einer Redundanz detektiert werden. Erst nach Überschreiten einer gewissen Höhe tritt Wasser in benachbarte Redundanzen über.

Durch ein großes Leck eines der im Reaktorgebäude-Ringraum befindlichen Systeme (bspw. das nukleare Nebenkühlwasser, Deionatsystem, Feuerlöschwasser) kann eine Leckagemenge im Reaktorgebäude-Ringraum anfallen, die Maßnahmen der Betriebsmannschaft erforderlich macht. Hierzu gehört das Absperren durch Schließen der entsprechenden Absperrarmaturen der betroffenen Leitung und das Abschalten der entsprechenden Pumpen.

Des Weiteren ist eine Fehlauslösung oder ein Rohrbruch der Löschwasserversorgung möglich. In der Zuleitung zum Reaktorgebäude befinden sich Absperrarmaturen die im Normalbetrieb geschlossen sind und nur im Anforderungsfall geöffnet werden. Zur Druckhaltung innerhalb des Feuerlöschsystems werden diese von einer Bypassleitung mit kleinem Querschnitt umführt. Daher sind bei einem auftretenden Leck im Feuerlöschsystem die auftretenden Leckagemengen so gering, dass Absperrmaßnahmen nicht

kurzfristig notwendig sind. Ein Versagen von Sicherheitseinrichtungen mehrerer Redundanzen durch Überflutung ist somit unwahrscheinlich.

Eine Überflutung infolge eines Erdbebens muss durch das Versagen der nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegten Systeme angenommen werden. Bezüglich sonstiger Auswirkungen eines Erdbebens wird auf Abschnitt 4.2.12.1 verwiesen. Große Wasserfreisetzungen sind u. a. aus dem Beckenreinigungssystem, dem Deionatsystem, dem Feuerlöschsystem und dem betrieblichen Teil des nuklearen Zwischenkühlsystems möglich. Entsprechend sind bereits erwähnte Maßnahmen der Betriebsmannschaft vorzuhalten. Das nukleare Nebenkühlwassersystem ist gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegt. Beschädigung in Folge eines Erdbebens, die zu einer Freisetzung der darin enthaltenen Wassermenge führen können werden daher nicht betrachtet.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für alle Phasen in denen BE aktiv zu kühlen sind (bis Phase 2d) relevant.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

<u>Sicherheitsfunktion K2 und K3: Wärmetransport und Wärmesenke</u>

Die Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken erfolgt über einen der beiden vorhandenen notstandssicheren Beckenkühlstränge des Not- und Nachkühlsystems oder über den 3. (betrieblichen) Beckenkühlstrang, sowie die dazugehörigen Stränge des nuklearen Zwischen- und Nebenkühlsystems.

Als Wärmesenke dient einer der zwei vorhandenen, notstandssicheren Stränge der Kühlkette aus nuklearem Zwischenkühlsystem und nuklearem Nebenkühlwassersystem. Sollten auch die notstandssicheren Stränge des nuklearen Zwischenkühlsystems und nuklearen Nebenkühlwassersystems unverfügbar sein, d. h. ein vollständiges Versagen der o. g. Kühlkette vorliegt, wird die Wärmeabfuhr beispielsweise durch die Überlaufkühlung, verkürzte (Nach-)Kühlkette oder Verdampfungskühlung sichergestellt.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.9 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Überflutung im Ringraum“

Systeme	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Beckenkühlsystem	Kühlung der BE		X					
Not- und Nachkühlsystem	Kühlung der BE		X					
Nukleares Zwischenkühlwasser	Wärmeabfuhr			X				
Nukl. Gebäudeentwässerung	Leckageerkennung, Abpumpen		H					
Nukleares Nebenkühlwasser	Wärmeabfuhr			X				
Ersatzmaßnahmen								
Feuerlöschsystem	Beckennachspeisung		X					
Deionatversorgung	Beckennachspeisung			X				
Feuerlöschwassersystem	Beckennotkühlung direkt			X				

Hinweis: Der Redundanzgrad der Beckenkühlsysteme, der Not- und Nachkühlstränge sowie der dazugehörigen Zwischen- und Nebenkühlwasserversorgung kann wie in Abschnitt 4.2.1.1 erläutert entsprechend einer geringeren Nachzerfallsleistung und damit einhergehender höheren Karenzzeit reduziert werden. Die Notwendigkeit sonstiger Ersatzmaßnahmen werden in den RSK-Stellungnahmen /RSK 19/ und /RSK 20/ detailliert erläutert. Die Betrachtung von Notfallmaßnahmen ist jedoch nicht Gegenstand der vorliegenden Untersuchung.

4.2.4.2 Überflutung im Reaktorgebäude

Der RSB ist so ausgeführt, dass sich Wasserfreisetzungen im Sumpf des RSB sammeln, ohne dass sicherheitstechnisch wichtige Komponenten überflutet werden. In KTA 2501 /KTA 15/ sind die Auslegungsgrundätze des RSB zum Schutz gegen das Austreten

radioaktiver Flüssigkeiten beschrieben. Die KTA-Regel 2501 ist gemäß /BMU 16/ „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."

4.2.4.3 Überflutung im Hilfsanlagengebäude

Durch eine Überflutung im Reaktorhilfsanlagengebäude sind keine sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen direkt gefährdet. Jedoch sind Vorsorgemaßnahmen entsprechend Abschnitt 4.2.4 zu etablieren, die Auswirkungen der Überflutung auf den Reaktorgebäude-Ringraum durch den Rückhalt im Hilfsanlagengebäude verringern.

4.2.4.4 Überflutung im Notstandsgebäude

Eine Überflutung im Notstandsgebäude ist durch Leckage aus den Deionatbecken, der Löschwasserversorgung und dem Trinkwassersystem möglich. Ein Versagen eines dieser Systeme bliebe aufgrund der Auslegung der Gebäude auf eine Redundanz beschränkt. Vorsorgemaßnahmen sind entsprechend Abschnitt 4.2.4 zu etablieren.

4.2.4.5 Überflutung in den Nebenkühlwasserpumpenbauwerken

Aufgrund der Auslegung des Nebenkühlwasserpumpenbauwerks sind die Redundanzen baulich voneinander getrennt und gegen Erdbeben ausgelegt. Einer Überflutung würden die Trennwände zwischen den Redundanzen standhalten. Durch ausreichende Vorsorgemaßnahmen gemäß 4.2.4 sind Überflutungen unwahrscheinlich.

4.2.5 Absturz und Anprall von Lasten

Ein Versagen von Hebezeugen kann redundanzübergreifend eintreten und daher potenziell mehrere Anlagenteile betreffen. Hebezeuge haben dann eine sicherheitstechnische Bedeutung, wenn ihr Versagen zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe oder zu einer Gefährdung von solchen Sicherheitseinrichtungen führen kann, die zur Einhaltung der Schutzziele notwendig sind.

Versagen bedeutet in diesem Zusammenhang entweder den Absturz von schweren Lasten oder den Absturz des Hebezeuges selbst, z. B. infolge von Erdbeben.

Im Folgenden wird beschrieben, welche Systeme zur Einhaltung der Schutzziele bei Klasse-1-Ereignisse zum Absturz bzw. Anprall von Lasten notwendig sind oder welche möglichen Maßnahmen für Ereignisse der Klasse 2 zu treffen sind.

4.2.5.1 Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen

Annahmen zum Ereignisablauf

Durch Handhabungen im Nach- und Restbetrieb sowie beim Abbau kann eine Beschädigung von Abfallgebinden in Folge von Lastabstürzen im Kontrollbereich nicht ausgeschlossen werden. Insbesondere durch die Verwendung von Transportfahrzeugen und der Nutzung von Hebezeugen, die nicht den erhöhten Anforderungen der KTA-Regeln 3902 /KTA 20/ und 3905 /KTA 20b/ entsprechen.

Die Integrität des Gebindes kann durch den Aufprall gefährdet und weitere Einrichtungen dabei beschädigt werden. Durch den Integritätsverlust kann es zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Raumluft kommen. Die dabei freisetzbare Menge an radioaktiven Stoffen ist u. a. abhängig vom Aktivitätsinventar, der mechanischen Einwirkung (z. B. durch Absturzhöhe) und der Auslegung des verwendeten Behälters.

Der Absturz von Gebinden mit festen Reststoffen oder Abfällen (z. B. einer Abfallbox mit brennbaren Abfällen) und die Freisetzung radioaktiver Stoffe im Bereich der Konditionierungsanlagen bzw. Reststoffbearbeitungszentren oder bei einem Unfall während des Transports ist daher nicht auszuschließen und muss betrachtet werden.

Durch den Aufprall gelangt ein Teil der radioaktiven Stoffe aus dem Behälter als Aerosole in die Raumluft. Diese werden z. B. durch die Abluftanlage der Raumbereiche der Konditionierungsanlagen bzw. Reststoffbearbeitungszentren (und deren eigenen Schwebstofffilter) in die Abluftkanäle des Hilfsanlagengebäudes geleitet und wie die Abluft anderer potentiell betroffener Raumbereiche über die Schwebstofffilter der Filteranlagen der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge und die Fortluftanlage zum Fortluftkamin geleitet, sofern diese nicht zuvor durch Einhausungen zurückgehalten werden.

Der Reaktorsicherheitsbehälter und insbesondere die Lagerung der Brennelemente sind von diesem Ereignis nicht betroffen. Die Sicherheitsfunktionen der Schutzziele R „Sicherung der Unterkritikalität“ und K „Kühlung der Brennelemente“ sind damit nicht relevant.

Analoges gilt für die Sicherheitsfunktionen E2 „Brennstabhüllrohr“ und E6 „Sicherheitseinschluss“. Die Dauer der Freisetzung ist in diesen Fällen vergleichsweise kurz, weswegen keine Gegenmaßnahmen berücksichtigt werden. Die räumliche Hülle bleibt intakt.

Relevante Phase

Das Ereignis „Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen“ ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports) und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Die luftgetragene Aktivität im Kontrollbereich wird über die Fortluftanlage abgeführt. Bei erhöhter Aktivität werden automatisch die Filteranlagen der Reaktor-Hilfsanlagengebäude-Abluftstränge (z. B. Bedarfsfilteranlage) zugeschaltet.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.10 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum, Ableitung Abluft zum Kamin						X	
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Absaugung Ringraum /Hilfsanlagengebäude						X	

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Abluft Hilfsanlagengebäude, (Konditionierungsgebäudeanbau) und Ringraum							X
Abluftanlagen Konditionierungsanlagenanbau (sofern vorhanden)	Absaugung Konditionierungsanlagenanbau						X	
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluftt						H	H
	Versorgung elektr. Verbraucher						H	H

Aspekte zu Mehrblockanlagen

In Mehrblockanlagen ist, wie auch in Einzelanlagen, die Errichtung und Nutzung eines gemeinsamen Reststoffbearbeitungszentrums außerhalb des Reaktorgebäudes oder Hilfsanlagengebäudes der Einzelblöcke möglich. In diesem Fall ist neben der Einhaltung der dazu geltenden betrieblichen Vorschriften das Ereignis Kollision von Fahrzeugen bzw. Lastabstürze außerhalb von Gebäuden zu berücksichtigen.

4.2.5.2 Absturz von Gebinden mit flüssigen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen

Annahmen zum Ereignisablauf

Im Nach- und Restbetrieb werden bspw. Fässer mit kontaminierten Schlämmen oder kontaminierten Ölen transportiert. Vom Abfüll- bzw. Entstehungsort werden diese Fässer in ein Fasslager in einen Raum innerhalb des Kontrollbereichs transportiert. Hierzu werden Flurfördermittel und Aufzüge eingesetzt. Bei diesen Vorgängen kann ein Absturz von Fässern mit radioaktiven Reststoffen oder Abfällen nicht ausgeschlossen werden.

Die Integrität des Gebindes kann durch den Aufprall gefährdet und weiter Einrichtungen dabei beschädigt werden. Durch den Integritätsverlust kann es zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Raumluft kommen. Die dabei freisetzbare Menge an radioaktiven Stoffen ist u. a. abhängig vom Aktivitätsinventar, freigesetzten Radionukliden, der Krafteinwirkung (z. B. Absturzhöhe) und der Auslegung des Behälters.

Das Ereignis kann auf allen genutzten Transportwegen eintreten. Im Vergleich zum Versagen des Abwasserverdampfers (siehe Abschnitt 4.2.3.1) ist der Anteil der Aktivität, der durch Verdunstung in die Raumluft gelangen kann, sowie die freigesetzte Flüssigkeitsmenge um mehrere Größenordnungen geringer. Das Versagen des Abwasserverdampfers ist daher aus radiologischer Sicht abdeckend.

Die auslaufenden, kontaminierten Schlämme sammeln sich im Sumpf des betroffenen Raums und werden von dort in den Abwassersammelbehälter gepumpt.

Darüber hinaus ist mit Verdunstung der auslaufenden Flüssigkeiten und infolge dessen mit luftgetragener Aktivität zu rechnen. Diese Aktivität wird über die entsprechenden lüftungstechnischen Anlagen an die Umgebung abgeleitet. Bei erhöhter Aktivität erfolgt die automatische Zuschaltung der Bedarfsfilteranlage. Ein großer Teil der austretenden Aktivität kann durch den Einsatz mobiler Einhausungen an Orten mit potentiell höheren Aktivitätsfreisetzungen erheblich verringert werden.

Relevante Phase

Das Ereignis „Absturz von Gebinden mit flüssigen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen“ ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports) und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Die luftgetragene Aktivität in der Anlage wird über die Fortluftanlage abgeführt und bei erhöhter Aktivität automatisch von den Schwebstofffiltern der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge gefiltert.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.11 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Absturz von Gebinden mit flüssigen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude						X	
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Fortluft							X
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Hilfsanlagengebäude Abluft						H	
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Fortluft							H
	Versorgung elektr. Verbraucher						H	H

Aspekte zu Mehrblockanlagen

In Mehrblockanlagen ist, wie auch in Einzelanlagen, die Errichtung und Nutzung eines gemeinsamen Reststoffbearbeitungszentrums außerhalb des Reaktorgebäudes oder Hilfsanlagengebäudes der Einzelblöcke möglich. In diesem Fall ist neben der Einhaltung der dazu geltenden betrieblichen Vorschriften das Ereignis Kollision von Fahrzeugen bzw. Lastabstürze außerhalb von Gebäuden (siehe 4.2.6) zu berücksichtigen.

4.2.5.3 Absturz schwerer Lasten auf Brennelemente im BE-Lagerbecken

Ein Absturz schwerer Lasten auf Brennelemente und Sonderbrennstäbe im BE-Lagerbecken wäre vom Reaktorgebäudekran möglich. Gegen dieses Ereignis muss ausreichend Vorsorge durch die Auslegung des Reaktorgebäudekrans und der Lastaufnahmemittel nach KTA 3902 /KTA 20/, durch wiederkehrende Prüfungen und administrative Maßnahmen, die beispielsweise das Überfahren des BE-Lagerbeckens durch schwere Lasten verhindert und die Bedienung nur durch unterwiesenes Personal, getroffen werden. Dies gilt solange, wie sich bestrahlte BE und Sonderbrennstäbe im BE-Lagerbecken befinden und BE-Transporte mit dem BE-Transportbehälter im Bereich des Beckenflurs stattfinden (Phasen 1 bis 3). Dieses Ereignis gehört auch zu den Grundlagen der bisherigen Genehmigung.

4.2.5.4 Absturz eines Brennelementtransportbehälter

Der Absturz eines BE-Transportbehälters kann durch Auslegung der Hebezeuge gemäß KTA-Regel 3902 /KTA 20/, durch wiederkehrende Prüfungen der Hebezeuge sowie der Lastanschlagspunkte ausgeschlossen werden. Darüber hinaus ist der BE-Transportbehälter so ausgelegt, dass bei den möglichen Fallhöhen die Barrierenfunktion erhalten bleibt. Es ist sicherzustellen, dass der Transportbehälter nur auf vorgegebenen Fahrwegen bewegt wird, um ein Überfahren von Lagerpositionen des BE-Lagerbeckens zu vermeiden.

Die durch den Absturz eines BE-Transportbehälters in das Transportbehälterbecken möglichen Folgen eines Wasserverlustes müssen gemäß /RSK 20/ betrachtet werden, „falls nach heutigem Stand nicht gezeigt werden kann, dass keine derartigen Schäden auftreten.“

4.2.5.5 Lastabsturz beim Transport von Großkomponenten

Durch den Absturz von Großkomponenten besteht die Möglichkeit redundanzübergreifende Schäden an Systemen und Anlagenteilen hervorzurufen. Dies hat dann eine sicherheitstechnische Bedeutung, wenn ein Versagen der Hebezeuge zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe oder zu einer Gefährdung von solchen Sicherheitseinrichtungen führen kann, die zur Einhaltung der Schutzziele notwendig sind.

Großkomponenten werden im Restbetrieb und Abbau entweder durch eine (Teil-)Zerlegung der Komponenten in Einbaulage oder durch den Ausbau der Komponente als Ganzes demontiert.

Bezüglich des Absturzes von Großkomponenten auf das BE-Lagerbecken wird auf Abschnitt 4.2.5.3 verwiesen. Grundsätzlich sind Hebezeuge für den Transport schwerer Lasten nach den erhöhten Anforderungen der KTA 3902 /KTA 20/ Abschnitt 4.3 auszulegen. Eine Abstufung ist mit dem Erreichen der Kernbrennstofffreiheit (Phase 4b) möglich.

4.2.6 Kollision von Fahrzeugen

Durch Kollision von Fahrzeugen auf dem Anlagengelände sind keine sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Anlagenteile, Systeme oder Komponenten gefährdet. Durch den Schutz gegen Einwirkungen von außen (siehe Abschnitt 4.2.13) und die Auslegung gegen die Belastungen aus Erdbeben, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle werden keine sicherheitstechnisch bedeutsamen Systeme und deren Funktion beeinträchtigt.

4.2.7 Wechselwirkung mit anderen Anlagen am Standort

Bei einer Mehrblockanlage sind gegenseitige Einwirkungsmöglichkeiten der Einzelblöcke nicht auszuschließen und mit in Betracht zu ziehen. Unterstellte Einwirkungsmöglichkeiten mit systemtechnischer Relevanz können dabei u. a. sein:

- Vermaschung von Systemen
- Einwirkungen von außen
- Wechselwirkungen durch den Abbruch anderer Anlagen und Einrichtungen

- sonstige Wechselwirkungen
- auslegungsüberschreitende Aktivitätsfreisetzungen

Vermaschung von Systemen

Sicherheitstechnisch wichtige Systeme sollten zwischen mehreren Blöcken nicht vermascht werden. Jede Anlage muss diesbezüglich unabhängig ausgelegt werden. Unter dieser Prämisse sind sicherheitstechnisch relevante Wechselwirkungen durch Verknüpfung von Systemen auszuschließen.

Einwirkungen von außen

Durch Maßnahmen, wie sie in den Abschnitten zu natürlichen Einwirkungen von außen ”Erdbeben” (4.2.12.1) und ”Hochwasser” (4.2.12.3) sowie der zivilisatorischen Einwirkungen ”Flugzeugabsturz” (4.2.13.1) und ”Anlagenexterne Explosion” (4.2.13.2) beschrieben werden, kann eine sicherheitstechnisch relevante Auswirkung beider Blöcke ausgeschlossen werden. Andere Aspekte zu Einwirkungen von außen in Bezug auf Mehrblockanlagen sind von geringer Bedeutung.

Wechselwirkungen durch den Abbruch / Sprengung von Gebäuden mit anderen Anlagen und Einrichtungen

Auswirkungen auf umgebende Anlagen und Einrichtungen können sich bspw. durch Auslösung von Erschütterungen des Bodens, Erzeugung und Ausbreitung von Staub oder Streuflug von Einzelteilen der Gebäude ergeben.

Erschütterungen des Bodens werden grundsätzlich sowohl durch die Sprengung als auch durch das Herabfallen von Gebäudeteilen ausgelöst. Die durch die Sprengung ausgelösten Erschütterungen sind dabei deutlich geringer als die durch das Herabfallen der Teile ausgelösten Erschütterungen. Die Erzeugung von Staub geht mit der Gebäudesprengung unvermeidlich einher. Zu einem Streuflug einzelner Teile kommt es zum einen durch die Sprengung, zum anderen durch das Abprallen herabstürzender Teile an ruhenden, festen Teilen.

Geeignete Maßnahmen können im Rahmen dieses Vorhabens lediglich beispielhaft aufgeführt werden. Hierzu zählen:

- Verwendung von wassergefüllten Plastiksäcken zur Wasservernebelung, um einen Teil des Staubs zu binden,
- Einbeziehen der Windrichtung,
- kurzfristiges Abschalten der Lüftungsanlagen,
- Anbringen von Matten oder Folien im Sprengbereich zur Unterbindung von Streuflug.

Sonstige Wechselwirkungen

Unter sonstige Wechselwirkung mit Nachbarblöcken zählen beispielsweise:

- Umstürzen baulicher Einrichtungen,
- Versagen von Behältern und Anlagenteilen mit hohem Energieinhalt,
- Rückwirkungen durch temporär vorhandene Einrichtungen (z. B. Umstürzen von Schwenk- und Baukranen).

Auslegungsüberschreitende Aktivitätsfreisetzung

Bei Störfällen oder auch bei extremen Zuständen kann eine auslegungsüberschreitende Aktivitätsfreisetzung postuliert werden, die Auswirkungen auf den jeweiligen Nachbarblock haben könnten. Zur Erkennung einer außergewöhnlichen Strahlenexposition in der Umgebung sind Aktivitätsmessstellen vorzusehen und eine entsprechende Alarmierung sicherzustellen.

Zu weiteren Maßnahmen zählen beispielsweise:

- Abschalten von Ventilatoren der Zu- und Abluftanlage und Zuschalten von Notklimaanlagen für Warte und Rechnerraum (Umluftbetrieb) für längere Aufenthalte in der Warte,
- Anschluss mobiler Filteranlagen mit Schwebstoff- und Jodfiltern zur Überdruckhaltung in der Warte und wartenzugehörigen Raumbereichen, um Einwärtsleckagen zu vermeiden,

- Umschalten der Lüftung der Notsteuerstelle auf Umluftbetrieb zur lüftungstechnischen Isolierung,
- Einrichtung geschützter Wartenzugänge.

4.2.8 Anlageninterne Explosionen

Als Hauptgefährdung für anlageninterne Explosionen fällt Wasserstoff aus der Radiolyse im Restbetrieb nicht mehr an. Gefährdungspotenzial besteht u. a. weiterhin durch zündfähigen Wasserstoff / Sauerstoffgemische in den Batterieanlagen, vorhandene Methan / Argon-Gemische und Acetylen in Gasflaschen sowie durch Anreicherung von Wasserstoff aus Reaktionen bei Schneidvorgängen. Anforderungen an den Explosionsschutz werden durch die KTA-Regel 2103 /KTA 15f/ gestellt. Die KTA-Regel 2103 ist gemäß Stilllegungsleitfaden /BMU 16/ „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.“ U. a. folgende Vorsorgemaßnahmen sollten bei Abbautätigkeiten etabliert sein:

- Wasserstoffvorräte, die während des Leistungsbetriebs u. a. zur Generatorkühlung, Hauptkühlmittelbegasung und das Abgassystem verwendet wurden, entfernen,
- weiterhin verwendeten technischen Gase entsprechend einschlägiger Normen verwenden,
- Vermeiden von zündfähigen Wasserstoff / Sauerstoff-Gemisch in den Batterieanlagen durch redundante ersatzstromgesicherte Abluftanlagen,
- vorhandene Methan / Argon-Gemische und Acetylen in freistehenden Gasflaschen lagern.

4.2.9 Handhabung radioaktiver Stoffe

4.2.9.1 Mobilisieren radioaktiver Aerosole beim Ausisolieren

Annahmen zum Ereignisablauf

Durch Anlagerung und Akkumulierung während der Jahre des Leistungsbetriebes und der Revisionen muss an einigen Stellen mit einer relevanten Kontamination des Isoliermaterials gerechnet werden. Das Aktivitätsinventar der abgelagerten akkumulierten Stäube kann somit durch Mobilisierung beim Ausisolieren zu einer Erhöhung der Aerosolaktivität der Raumluft führen. Diese erhöhte örtliche Aerosolaktivität wird in den Filtern der zur Verfügung stehenden stationären Lüftungsanlagen des Kontrollbereiches und ggf. vorhandenen mobilen Einhausungen inklusive Filteranlagen zurückgehalten.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“. Auf Grund der im Vergleich zu anderen Ereignissen geringeren Aerosolaktivität sind die radiologischen Auswirkungen durch andere Ereignisse abgedeckt. Generell sind die gleichen Sicherheitsfunktionen des Schutzzieles „Begrenzung der Strahlenexposition“ wie im Ereignis „Leckage bei der Systemdekontamination“ (Abschnitt 4.2.10.1) betroffen:

<u>Sicherheitsfunktion S1: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports)</u>

Bei einer Mobilisierung von radioaktiven Aerosolen beim Ausisolieren, die nicht in ggf. vorhandenen mobilen Filteranlagen zurückgehalten werden, wird die in die Raumluft des Reaktorsicherheitsbehälters gelangte Aktivität von der Fortluftanlage Unterdruckhaltung für das Reaktorgebäude bzw. den Spülluftbetrieb mit den Ventilatoren der Fortluftanlage sowie den Umluftfilteranlagen der großen Anlagenräume / Bypassfilteranlagen abgeführt.

Bei einer Mobilisierung von radioaktiven Aerosolen beim Ausisolieren, die nicht in ggf. vorhandenen mobilen Filteranlagen zurückgehalten werden, wird die in die Raumluft des Hilfsanlagengebäudes oder Ringraum gelangte Aktivität von der Fortluftanlage abgeführt.

Sicherheitsfunktion S2: Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Die an die Umgebung abgeleitete Fortluft wird durch die Schwebstofffilter der Fortluftanlage Unterdruckhaltung für das Reaktorgebäude, die Umluftfilteranlagen der großen Anlagenräume / Bypassfilteranlagen sowie die Filteranlagen der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge gefiltert. Jodfilter werden nicht benötigt.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.12 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Mobilisieren radioaktiver Aerosole beim Ausisolieren“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Fortluftanlage	Absaugung Sicherheitsbehälter, Ringraum / Hilfsanlagengebäude Abluft						X	
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Absaugung Sicherheitsbehälter						X	
Fortluftanlage-Unterdruckhaltung	Filterung Fortluft							X
Umluftfilteranlagen gr. Anlagenräume / Bypassfilteranlagen Anlagen- und Betriebsräume	Absaugung Sicherheitsbehälter						X	
Umluftfilteranlagen gr. Anlagenräume / Bypassfilteranlagen Anlagen- und Betriebsräume	Filterung Abluft							X
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Fortluft							X

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Abluft aus Hilfsanlagengebäude, Ringraum						H	H
	Versorgung elektr. Verbraucher						H	H

4.2.9.2 Ereignisse bei der Erzeugung von Gebinden für radioaktive Abfälle

Annahmen zum Ereignisablauf

Gebinde mit festen und flüssigen radioaktiven Stoffen fallen bei der Konditionierung der im Leistungsbetrieb bereits vorhandenen und der neu entstehenden Abfälle während des Abbaus an. Zu den zu entsorgenden Abfällen zählen beispielsweise Filterkerzen aus Reinigungsanlagen wie der Beckenwasserreinigung, Kühlmittel und Abwasseraufbereitung, Schwebstofffilter, Aktivkohlefilter und sonstige radioaktive Abbauabfälle sowie Abwässer, Schlämme, Ionenaustauscherharze, Verdampferkonzentrate und Öle.

U. a. durch Handhabungsfehler kann es zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in betroffenen Raumbereiche kommen. Dies kann beispielsweise beim Wechsel von Filtern, beim Verpacken und beim Transport zur Konditionierung sowie bei der Sammlung, Sortierung und der Konditionierung selbst sowie für flüssige Abfälle beim Spülen, beim Abfüllen als auch beim Trocknen geschehen.

Durch einen Absturz oder Aufprall von Gebinden mit festen radioaktiven Abfällen werden radioaktive Aerosole in die Raumluft getragen, die durch die Lüftungsanlagen im betroffenen Raumbereich gefiltert an die Umgebung abgegeben werden. Im Falle eines Absturzes von Gebinden mit flüssigen radioaktiven Abfällen liegen die unter diesen Umständen anfallenden Mengen freigesetzter flüssiger radioaktiver Stoffe in Bereichen weniger Liter bis zur Größenordnung des Volumens eines Fasses oder Behälters. Auf Grund dessen sind hinsichtlich möglicher radiologischer Folgen die Ereignisse bei Erzeugung von Gebinden für flüssige radioaktive Abfälle durch die Leckage eines Abwasserverdampfers abgedeckt (siehe Absatz 4.2.3.1).

Leckagewässer werden im Sumpf des betroffenen Betriebsraumes gesammelt und von dort in den Abwassersammelbehälter gepumpt. Die bei der Verdunstung der ausgelaufenen Flüssigkeit in die Raumluft gelangenden radioaktiven Aerosole werden mit der Abluft des Hilfsanlagengebäudes über die Fortluftanlage abgeführt. Die Abluft kann dabei über die Schwebstofffilter der entsprechenden Filteranlagen der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge (z. B. Bedarfsfilteranlage) geleitet werden.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

Sicherheitsfunktion S1: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports)

Die in die Raumluft gelangenden radioaktiven Partikel müssen mit der Abluft über die Fortluftanlagen der betroffenen Raumbereiche abgeführt werden. Die Aerosol- und Edelgasaktivität wird von der Fortluftüberwachung erfasst.

Die an die Umgebung abgeleitete Fortluft wird durch die Schwebstofffilter der Filteranlagen der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge gefiltert.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.13 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Ereignisse bei der Erzeugung von Gebinden für radioaktive Abfälle“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Fortluftanlage	Absaugung Ringraum / Hilfsanlagengebäude Abluft						X	
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Absaugung Ringraum / Hilfsanlagengebäude						X	

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Abluft Hilfsanlagengebäude und Ringraum							X
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	(Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft)						H	H
	Versorgung elektr. Verbraucher						H	H

Aspekte zu Mehrblockanlagen

In Mehrblockanlagen ist, wie auch in Einzelanlagen, die Errichtung und Nutzung eines gemeinsamen Reststoffbearbeitungszentrums außerhalb des Reaktorgebäudes, Ringraumes oder Hilfsanlagengebäudes der Einzelblöcke möglich. In diesem Fall ist neben der Einhaltung der dazu geltenden betrieblichen Vorschriften das Ereignis Kollision von Fahrzeugen (Abschnitt 4.2.6) bzw. Lastabstürze außerhalb von Gebäuden (Abschnitt 4.2.5) zu berücksichtigen.

4.2.10 Chemische Einwirkungen

4.2.10.1 Leckage bei der Systemdekontamination

Annahmen zum Ereignisablauf

Die Primärkreisdekontamination (FSD) erfolgt durch das Umwälzen eines speziellen Dekontaminationsmediums. Dies schließt Teile des Volumenregelsystems, Not- und Nachkühlsystems und der Kühlmittelreinigung mit ein.

Die Komponenten und Rohrleitungen des Reaktorkühlkreislaufes befinden sich im Sicherheitsbehälter. Die Teile des Volumenregelsystems befinden sich im Ringraum und im Hilfsanlagengebäude. Das Not- und Nachkühlsystem hat Anschlussleitungen an den Reaktorkühlkreislauf, Armaturen sowie Druckspeicher im Sicherheitsbehälter. Weitere Systemkomponenten wie Nachkühlpumpen, Sicherheitseinspeisepumpen und weitere Armaturen befinden sich im Ringraum.

Entscheidend für eine sichere Dekontamination ist der Erhalt der Integrität sicherheitstechnisch wichtiger Systeme. Dabei ist es von großer Wichtigkeit, den Dekontaminationsbereich sicher von den sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, die nicht dekontaminiert werden sollen, beispielsweise durch Doppelabsperrungen oder durch nachgewiesenermaßen dichte Ventile, zu trennen. Insbesondere ist ein Eindringen von Dekontaminationschemikalien in das BE-Lagerbecken unerwünscht, da hier in der Regel kein Nachweis über die Verträglichkeit der Brennelemente mit den Chemikalien geführt wurde und daher größere Schäden (inkl. Brennstabdefekte) nicht ausgeschlossen werden können. Im Falle einer brennstofffreien Anlage im Zuge des Abbaus ist dieser Aspekt von untergeordneter Bedeutung. Falls notwendig ist die Wirksamkeit der Maßnahmen durch Überwachung der angrenzenden Rohrleitungen sicherzustellen. Gleichzeitig ist es auch wichtig, dass die Dichtheit von Absperreinrichtungen nicht durch die Wirkung der Dekontaminationschemikalien beeinträchtigt wird. /GRS 18a/, /WLN 14/

Zu berücksichtigen ist auch, dass im Falle von Störungen / Störfällen, wie beispielsweise Ausfall eines Beckenkühlstranges oder Notstromfall, sichergestellt ist, dass nicht fälschlicherweise durch die Leittechnik auf einen anderen Strang umgeschaltet wird, der in den Dekontaminationsbereich eingebunden und daher mit Dekontaminationschemikalien gefüllt ist.

Unter Einhaltung der in /WLN 14/ beschriebenen Maßnahmen sind Leckagen in sicherheitstechnisch wichtige Systeme, die für die Nachwärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken betrieben werden oder in das BE-Lagerbecken selbst nicht zu unterstellen.

Aus sicherheitstechnischer Sicht sind nur Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen relevant. Bei Primärkreisdekontaminationen in der Nachbetriebsphase sind Schäden an Systemen, die anschließend für den weiteren Nachbetrieb nicht mehr benötigt werden, oftmals von untergeordneter Bedeutung. Da jedoch im Dekontaminationsmedium erhebliche Mengen an Aktivität gelöst sein können, können Leckagen oder Undichtigkeiten von Dekontaminationsmedium führenden Komponenten zu erheblicher Kontamination in der Anlage führen. Sowohl zur Dosisminimierung des Personals als auch zur Einhaltung des Schutzziels „Einschluss der Radioaktivität“ sollte also der Austritt von Dekontaminationsmedium so weit wie möglich vermieden werden, auch wenn es sich um für die weitere Nachbetriebsphase nicht mehr benötigte Systeme handelt.

Zu betrachten sind somit jeweils Leckagen in den Sicherheitsbehälter, den Ringraum und das Hilfsanlagengebäude sowie interne Leckagen in den angrenzenden nuklearen Zwischenkühlkreislauf.

Eine Beeinträchtigung des Wärmetransports und des Ausfalls der Wärmesenke aufgrund von Systemausfällen infolge von Überflutungen im Ringraum, ist aufgrund der geringen Leckagemengen nicht zu unterstellen.

Relevante Phasen

Das Ereignis „Leckage bei der Primärkreisdekontamination“ ist bei der Durchführung der Primärkreiskontamination relevant. Die im Folgenden benannten Systeme müssen daher vorgehalten werden. Zu unterscheiden ist, ob die Primärkreisdekontamination mit BE und / oder Sonderbrennstäben im BE-Lagerbecken durchgeführt wird.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen sind die Schutzziele K „Kühlung der Brennelemente“, S „Begrenzung der Strahlenexposition“ und E „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

<u>Sicherheitsfunktion E6: Sicherheitseinschluss</u>

Ein Druck- und Temperaturanstieg ist durch eine Leckage nicht zu erwarten und gefährdet somit nicht die Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters. Der Sicherheitseinschluss im Reaktorsicherheitsbehälter erfolgt durch dessen Lüftungsabschlussarmaturen. Es werden alle Lüftungskanäle geschlossen, durch die radioaktive Stoffe den Reaktorsicherheitsbehälter verlassen können. Dazu zählen ebenso die Personen-, Material- und Notschleuse.

<u>Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe</u>

In der Zeit vom Auftritt der Leckage bis zum Lüftungsabschluss des Reaktorsicherheitsbehälters wird die in die Raumluft gelangte Aktivität von der Fortluftanlage Unterdruckhaltung für das Reaktorgebäude bzw. die Fortluftanlage über den Spülluftstrang und die Umluft- / Bypassfilteranlage abgeführt. Für den Fall, dass eine Leckage im Ringraum

oder Hilfsanlagengebäude auftritt, wird die Austrittsmenge durch Schließen der entsprechenden Primärkreisarmaturen der betroffenen Hilfs- und Nebenkühlsysteme begrenzt. Die hierbei auftretende, luftgetragene Aktivität wird über die Fortluftanlage und die Filteranlagen der Reaktorhilfsanlagen-Abluftstränge abgeführt und gefiltert.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.14 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Leckage bei der Primärkreisdekontamination“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Umluftfilteranlage gr. Anlagenräume / Bypassfilteranlagen Anlagen- und Betriebsräume	Filterung abgesaugter Spülluft							X
Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau / Entsorgungsgebäudes/ Gebäudes für rad. Abfälle)						X	
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Absaugung Reaktorgebäude-Innenraum						X	
	Filterung Fortluft							X
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft						H	H

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau / Entsorgungsgebäudes/ Gebäudes für rad. Abfälle)						X	
	Filterung Fortluft							X
Personen-, Material- und Notschleuse	RSB-Lüftungsabschluss					X		
Lüftungsabschlussarmaturen	RSB-Lüftungsabschluss					X		
Primärkreisabschlusarmaturen	Leck-Absperrung im RHAG / Ringraum						X	

4.2.10.2 Ereignisse bei der Dekontamination von Bauteilen

Chemische Einwirkungen sind bei der Bauteildekontamination im Rahmen der Reststoffbearbeitung durch den Einsatz von chemischen Substanzen zur Dekontamination von Anlagenteilen oder Systeme möglich. Für die Reststoffbearbeitung im bisherigen Kontrollbereich der Anlage sind die Ereignisbetrachtungen zur Ereignisgruppe „Leckage von Behältern und Systemen“ (Abschnitt 4.2.3) abdeckend.

Als weitere Maßnahmen sind u. a. folgende Aspekte zu berücksichtigen:

- Es sollen keine Großkomponenten dekontaminiert werden, deren Absturz zur Beschädigung der Dekontaminationseinrichtung führen kann,
- Dekontamination von Großkomponenten nur im eingebauten Zustand im Rahmen einer Teilsystemdekontamination oder nach einer Vorzerlegung,
- Anwendung betriebsbewährter Verfahren,
- Ständige Kontrollen des ausführenden Personals bei der Einwirkung der chemischen Substanzen,

- Einsatz der Umluftfilteranlage bei der Dekontamination,
- Auslegung der eingesetzten Hebezeuge und Fördermittel gemäß dem gültigen Regelwerk entsprechend ihrer Aufgaben,
- Einsatz von Absaugeinrichtungen zur Einhaltung von Aerosolgrenzwerte.

4.2.11 Ausfall von Versorgungseinrichtungen

4.2.11.1 Ausfall lüftungstechnischer Anlagen

Annahmen zum Ereignisablauf

Im Nach- und Restbetrieb haben die Lüftungssysteme im Kontrollbereich die Aufgabe eine gerichtete Luftströmung und die Unterdruckhaltung aufrecht zu erhalten und beim Anfallen luftgetragene Aktivitäten diese aus den entsprechenden Raumbereichen zu filtern. Zu den Lüftungsanlagen im Kontrollbereich zählen:

- Gemeinsame Außen- / Zuluftanlage,
- Zuluftstrang Anlagen- / Komponentenräume Hilfsanlagengebäude,
- Zuluftstrang Konditionierungsanlagenanbau / Entsorgungsgebäude /Gebäude für rad. Abfälle,
- Zuluftstrang Hilfsanlagengebäude,
- Zuluftstrang Unterdruckhaltung RG-Innenraum,
- Zuluftstrang Spülluft RG-Innenraum,
- Zuluftstrang RG-Ringraum,
- Abluftstrang Spülluft RG-Innenraum,
- Umluftfilteranlage große Anlagenräume/Betriebsräume bzw. Bypassfilteranlagen,
- Filteranlagen der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge (z. B. Bedarfsfilteranlage),
- Fortluftanlage Unterdruckhaltung,
- Gemeinsame Fortluftanlage.

Für Arbeiten, bei denen mit einem verstärkten Auftreten radioaktiver Stäube zu rechnen ist, werden ggf. mobile Einhausung zur Luftabsaugung, Filterung und lufttechnischen Trennung errichtet. Diese werden hier nicht weiter untersucht.

Die Lüfter der genannten Lüftungssysteme sind drehzahlüberwacht, bei Ausfall eines Lüfters erfolgt die automatische Umschaltung auf den entsprechenden Reservelüfter.

Bei einem vollständigen Ausfall eines Lüftungssystems wird durch sofortiges Einstellen von Abbauarbeiten im betroffenen Raumbereich (bzw. in der Einhausung), eine erhöhte Freisetzung radioaktiver Stoffe und eine weitere Akkumulation in der Raumluft verhindert. Abbautätigkeiten dürfen erst wieder aufgenommen werden, wenn die gerichtete Luftströmung einschließlich Filterung wiederhergestellt ist.

Bei Nichtverfügbarkeit der Filteranlagen der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge dürfen in den angeschlossenen Raumbereichen keine Arbeiten durchgeführt werden, die mit erhöhter Aktivitätsfreisetzung verbunden sind. Gleiches gilt für die Umluftfilteranlagen der großen Anlagenräume / Bypassfilteranlagen. Letztere können, sofern kein Spülluftbetrieb mehr erforderlich ist oder diese aus anderen betrieblichen Gründen vorgehalten werden sollen dauerhaft außer Betrieb genommen werden und keine Ereignisse mehr zu unterstellen sind, die den Betrieb dieser Filteranlage erfordern.

Fallen während der Primärkreislaufdekontamination benötigte Umluftanlagen aus, ist der Nachkühlbetrieb zur Abführung der von den Hauptkühlmittelpumpen erzeugten Abwärme beeinträchtigt. Wenn erforderlich, muss die Dekontamination bis zur Wiederherstellung der Kühlfunktion unterbrochen werden.

Im Verlauf des Abbaus von Anlagenteilen im Kontrollbereich werden die lüftungstechnischen Anlagen und die damit in Zusammenhang stehenden Einrichtungen entsprechend des jeweils gültigen Änderungsverfahrens geändert und den Notwendigkeiten des Abbaus (z. B. Reduzierung der Luftmengen) oder Anlagenzustands angepasst bzw. außer Betrieb genommen. Hierbei können auch lüftungstechnische Ersatzsysteme notwendig werden (z. B. mobile Lüftungsanlagen).

Die Integrität der Brennelemente im BE-Lagerbecken sowie die Nachwärmeabfuhr werden bei diesem Ereignis nicht gefährdet. Die Schutzziele R „Sicherung der Unterkritikalität der Brennelemente“, E2 „Brennstabhüllrohr“ und K „Kühlung der Brennelemente“ sind damit nicht relevant.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant. Mit Abschluss der Phase 4b (Kernbrennstofffreiheit), entfällt die Notwendigkeit der Fortluftanlage Unterdruckhaltung.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

Sicherheitsfunktion E6: Sicherheitseinschluss

Durch den Ausfall der gerichteten Luftströmung und der damit einhergehenden Reduzierung des Abluftstroms aus dem Bereich des BE-Lagerbeckens, ist mit einer geringfügig höheren Akkumulation von luftgetragener Aktivität aus dem BE-Lagerbecken zu rechnen. Dieser Einfluss ist jedoch als sehr gering einzuschätzen und erfordert keinen Lüftungsabschluss des Reaktorsicherheitsbehälters. Ein Schließen der Personen- und Materialschleuse wäre dann erforderlich, wenn eine gerichtete Luftströmung aus dem Reaktorgebäude-Ringraum in den Reaktorsicherheitsbehälter nicht mehr aufrechterhalten werden kann.

Durch sofortiges Einstellen von Abbautätigkeiten im Raumbereich (bzw. Einhausung), der von dem Ausfall der lüftungstechnischen Anlage betroffen ist, wird eine erhöhte Freisetzung radioaktiver Stoffe und Akkumulation in der Raumluft verhindert. Abbautätigkeiten dürfen erst wieder aufgenommen werden, wenn die gerichtete Luftströmung einschließlich Filterung wiederhergestellt ist.

Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports) und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Durch eine mögliche Akkumulation von luftgetragener Aktivität in den betroffenen Raumbereichen besteht die Gefahr einer erhöhten Strahlenexposition. Diese Gefahr wird durch das Zuschalten von in Reserve stehenden Lüftern verringert.

Die abgegebene Abluft wird auch nach dem Ausfall der lüftungstechnischen Anlagen über die Schwebstofffilter der betroffenen Fortluftanlagen gefiltert. Im Bedarfsfall werden die Jodfilter der Bedarfsfilteranlagen automatisch in Betrieb genommen.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.15 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Ausfall lüftungstechnischer Anlagen“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Gemeinsame Zuluftanlagen	Kontrolle der Unterdruckstaffelung						X	
Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau / Entsorgungsgebäudes/ Gebäudes für rad. Abfälle)						X	
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau / Entsorgungsgebäudes/ Gebäudes für rad. Abfälle)						X	
	Filterung Fortluft							X
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Absaugung Reaktor- gebäude-Innenraum						X	
	Filterung Fortluft							X
Umluftfilteranlage gr. Anlagenräume / Bypassfilteranlagen Anlagen- und Betriebsräume	Filterung abgesaugter Spülluft							X
Abluftanlagen Konditionierungsanlagenanbau (sofern vorhanden)	Absaugung Konditionierungsanlagenanbau						X	
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft						H	H
	Versorgung elektr. Verbraucher						H	H

Mögliche Rückwirkungen auf andere Systeme

Fallen während der Primärkreislaufdekontamination benötigte Umluftanlagen aus, ist der Nachkühlbetrieb zur Abführung der von den Hauptkühlmittelpumpen erzeugten Abwärme beeinträchtigt. Wenn erforderlich, muss die Dekontamination bis zur Wiederherstellung der Kühlfunktion unterbrochen werden.

4.2.11.2 Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung

Die für den Nach- und Restbetrieb erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Systeme sind notstromversorgt. Im Notstromfall wird die elektrische Versorgung dieser Systeme durch die Notstromdiesel und Batterien gesichert. Der hierfür erforderliche Redundanzgrad der Notstromdiesel und die notwendigen Batteriekapazitäten werden abhängig von dem jeweiligen Anlagenzustand (Karenzzeiten) entsprechend /RSK 20/ sichergestellt. Notstromversorgt sind insbesondere die Beckenkühlstränge mit dazugehörigen Strängen des nuklearen Zwischenkühlkreislaufs und nuklearen Nebenkühlwassersystems, die Not- und Nachkühlung, die Feuerlöschanlagen und lüftungstechnischen Anlagen. Batterieversorgt sind u. a. die Sicherheitsbeleuchtung, die Gefahrenmeldeanlage und Brandmeldeanlage und Einrichtungen der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung.

In der Phase 2 ist im Vergleich zum Leistungsbetrieb eine Störung bzw. Ausfall der Kühlung der bestrahlten Brennelemente im BE-Lagerbecken von sicherheitstechnischer Relevanz. Die Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken wird nach dem Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung, bis zum Anlaufen der Notstromdiesel und elektrischen Versorgung der Beckenkühlpumpen kurzzeitig unterbrochen. Ab der Phase 3 ist keine aktive Kühlung der BE im BE-Lagerbecken mehr erforderlich und große Teile der Notstromanlage haben nur noch betriebliche Aufgaben. Das heißt in Phase 3 können die Notstromdiesel aus sicherheitstechnischer Sicht einer dauerhaften Außerbetriebnahme zugeführt werden.

Die elektrische Versorgung der lüftungstechnischen Anlagen fällt bis zum Hochfahren der Notstromdiesel kurzzeitig aus. Danach wird die gerichtete Luftführung im Kontrollbereich durch je einen der Lüfter der Fortluftanlage Unterdruckhaltung für den Reaktorgebäude-Innenraum sowie der Fortluftanlage für das Hilfsanlagengebäude und den Ringraum wiederhergestellt. Die Lüfter der Zuluftanlage sind nicht notstromgesichert, so dass

die Luft über die stehenden Lüfter, durch den sich erzeugenden Unterdruck von außen angesaugt wird.

Ist die Notstromversorgung in der Phase 3 der dauerhaften Außerbetriebnahme zugeführt, stehen die Ventilatoren der Lüftungsanlagen bei Ausfall der externen Stromversorgung nicht mehr zur Verfügung. Durch die batteriegepufferte Spannungsversorgung der Lüftungsklappen an den Außenluftventilatoren kommt es bei Ausfall der externen Stromversorgung zum Lüftungsabschluss.

Nach Störung oder Ausfall der Stromversorgung werden bis zur Wiederherstellung der gerichteten Luftströmung alle Abbautätigkeiten zur Vermeidung von luftgetragener Aktivität eingestellt.

Ist in der Phase 3 bzw. ab Phase 4 keine Notstromversorgung mehr vorhanden, bleiben die batteriegepufferten, an die unterbrechungsfreie Stromversorgung, angeschlossenen Einrichtungen in Betrieb. Durch den Wegfall von Verbrauchern im Rahmen des Restbetriebs und Abbaus erhöht sich gegenüber dem Leistungsbetrieb sukzessive die zeitliche Kapazität der Batterieversorgung. Diese Kapazitäten können im weiteren Verlauf entsprechend des jeweils gültigen Änderungsverfahrens geändert und den Notwendigkeiten des Abbaus oder Anlagenzustands angepasst werden.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziel K „Kühlung der Brennelemente“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

<u>Sicherheitsfunktion K2 und K3: Wärmetransport und Wärmesenke</u>

Die Brennelemente im BE-Lagerbecken werden bis zum Zuschalten der Notstromversorgung nicht gekühlt. Die zur Kühlung notwendigen Pumpen der Nachkühlkette werden nach der Spannungswiederkehr durch die Notstromdiesel (bzw. entsprechender Ersatzmaßnahmen innerhalb der Karenzzeit) automatisch zugeschaltet.

Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports) und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Nach dem Hochlaufen der Notstromdieselaggregate und nach Spannungswiederkehr wird einer der drei Lüfter der Fortluftanlage automatisch wieder zugeschaltet und damit die gerichtete Luftströmung im Kontrollbereich gewährleistet. Die Filterung der Abluft wird durch den Spannungsausfall nicht beeinträchtigt.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.16 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Beckenkühlsystem	Wärmeabfuhr aus Beckenkühler		X					
Not- und Nachkühlsystem	Kühlung der BE		X					
Nukleares Zwischenkühlsystem	Wärmeabfuhr aus Beckenkühler			X				
Notstromerzeugungsanlage (D1-Netz)	Notstromversorgung		X	X				
Sicherheitstechnisch wichtiges Zwischenkühlwassersystem	Kühlung Notstromdiesel		X	X				
Sicherheitstechnisch wichtiges Nebenkühlwassersystem	Rückkühlung ges. Zwischenkühlkreis, Wärmeabfuhr aus Beckenkühler		X	X				
Notstromerzeugungsanlage (D2-Netz)	Notstromversorgung		X	X				
Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau)						X	X

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Fortluft							X
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Filterung Fortluft							X
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft						H	H
Gas-Löschsysteme	Brandschutz Notstandsnotstromdiesel / Dieselölbehälter		H	H			H	H
Löschwassersystem	Löschwasser Hydranten		H	H			H	H
Lüftungssysteme	Luftversorgung Notstromdiesel		H	H			H	H
Lüftungssysteme	Luftversorgung Notspeisegebäude		H	H			H	H
Unterbrechungsfreie Stromversorgung	Versorgung elektr. Verbraucher		H	H			H	H
	Versorgung elektr. Verbraucher		H	H			H	H

Hinweis: Der Redundanzgrad der Beckenkühlsysteme, der Not- und Nachkühlstränge sowie der dazugehörigen Zwischen- und Nebenkühlwasserversorgung kann wie in Abschnitt 4.2.1.1 erläutert entsprechend einer geringeren Nachzerfallsleistung und damit einhergehender höheren Karenzzeit reduziert werden. Ebenso kann der Redundanzgrad der Notstromdieselanlagen D1 und D2 entsprechend erhöhter Karenzzeiten im fortgeschrittenen Restbetrieb reduziert werden. Die Notwendigkeit sonstiger Ersatzmaßnahmen werden in den RSK-Stellungnahmen /RSK 19/ und /RSK 20/ detailliert erläutert. Die Betrachtung von Notfallmaßnahmen ist jedoch nicht Gegenstand der vorliegenden Untersuchung.

Aspekte zu Mehrblockanlagen

Bei Nichtverfügbarkeit bzw. mit Abbaufortschritt ist eine Versorgung durch die Eigenbedarfsanlage von Nachbarblöcken über Querverbindungen oder neu zu errichtende Netzanschlüsse möglich.

4.2.11.3 Störung im Abgassystem

Annahmen zum Ereignisablauf

Eine Störung im Abgassystem in Form einer Leckage einer Rohrleitung hat den Austritt der enthaltenen Aktivitätsmenge zur Folge. Diese luftgetragene Aktivität breitet sich in der Raumluft des Reaktorhilfsanlagengebäudes aus und wird über die Abluftstränge und den Fortluftkamin abgeleitet. Durch die Aktivitätsmessstellen im Abluftkamin und der Raumluftüberwachung wird der Anstieg der Radioaktivität registriert und die zugeordneten Filteranlagen der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge (z. B. Bedarfsfilteranlage) hinzu geschaltet.

Das Abgassystem wird zunächst weiterbetrieben, um den Unterdruck in den angeschlossenen Behältern (z. B. Kühlmittelaufbereitung und -lagerung) gegenüber den Aufstellungsräumen zu gewährleisten, alternativ kann bei dauerhafter Außerbetriebnahme des Abgassystems eine geeignete Ersatzabsaugung der im Nach- und Restbetrieb betriebenen Behälter durch Anschluss an die Lüftungskanäle der nuklearen Lüftung geschaffen werden. Die Aufgaben des Systems aus dem Leistungsbetrieb (Edelgasverzögerung und Wasserstoffabbau) entfallen, da die angeschossenen Systeme nicht mehr betrieben werden.

Eine Leckage im Abgassystem hat keine Relevanz für die Lagerung der Brennelemente im BE-Lagerbecken, die Schutzziele „Sicherung der Unterkritikalität“ und „Kühlung“ sind daher nicht betroffen.

Relevante Phase

Das Ereignis ist für die Phase 2 (aktive Kühlung der Brennelemente) relevant, da es noch nicht abgeklungene radioaktive Edelgase in Systemen und Komponenten gibt. Mit fortschreitender Dauer der Phase 2 klingen die radioaktiven Edelgase aufgrund ihrer

geringen Halbwertszeit ab, so dass das System dauerhaft außer Betrieb genommen werden kann.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen ist das Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

Sicherheitsfunktion S1 und S2: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage (einschl. des Transports) und Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Die in die Raumluft des Hilfsanlagengebäudes freigesetzte Aktivität wird von der Fortluftanlage in den Fortluftkamin abgeführt. Bei Überschreiten von Anregungswerten wird automatisch die entsprechende Filteranlage der Reaktorhilfsanlagengebäude-Abluftstränge (z. B. Bedarfsfilteranlage) zugeschaltet.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.17 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Störung im Abgassystem“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Fortluftanlage	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau / Entsorgungsgebäudes/ Gebäudes für rad. Abfälle) und Ableitung zum Kamin						X	
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Absaugung Hilfsanlagengebäude / Ringraum (Konditionierungsanlagenanbau / Entsorgungsgebäudes/ Gebäudes für rad. Abfälle)						X	

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung Abluft Reaktorhilfsanlagengebäude						X	X
Aktivitätsüberwachung (Lüftungssysteme)	(Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft)						H	H
	Versorgung elektr. Verbraucher						H	H

4.2.11.4 Ausfall weiterer Versorgungseinrichtungen

Zu Ausfällen weiterer Einrichtungen werden hier Ausfälle

- des Abwassersystems,
- der Brandmeldeanlage,
- der Gefahrenmeldeanlage und
- der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung

gezählt. Durch den Ausfall dieser Einrichtungen oder deren Teilkomponenten tritt eine Schutzzielgefährdung nur beim zusätzlichen Auftreten eines Ereignisses ein. Dennoch sind durch geeignete Maßnahmen, wie sie auch im Leistungsbetrieb notwendig sind, die Zuverlässigkeit dieser Systeme sicherzustellen. Im Allgemeinen handelt es sich hierbei um:

- Selbstmeldung von Ausfällen,
- Wiederkehrende Prüfungen,
- Fremdüberwachung,
- eigenständige Stromversorgung,
- diversitäre Anzeigen zum Ausfall,
- vordefinierte Maßnahmen.

Für das Abwassersystem lässt sich als zusätzliche Maßnahme beispielsweise die chargenweise Abgabe nach Freigabemessung mit zusätzlicher Überwachung zur automatischen Unterbrechung der Abgabe benennen.

4.2.12 Natürliche Einwirkungen

Natürliche Einwirkungen von außen besitzen das Potenzial übergreifender Auswirkungen in der Nach- und Restbetriebsphase. Durch entsprechende Maßnahmen sind die Folgen, die zu einer Gefährdung der Schutzziele führen zu verhindern und der Erhalt der Sicherheitsfunktionen sicherzustellen. Die Ereignisse „Biologische Einwirkungen“, „Hochwasser“, „Äußerer Brand“ und „Sonstige extreme naturbedingte Einwirkungen“ sind der Kategorie 2 zuzuordnen. Für das Ereignis „Erdbeben“, das der Klasse 1 zugeordnet wird, werden Systeme und deren Funktionen für die Phase des Nach- und Restbetriebs abgeleitet in denen sich noch aktiv zu kühlende Brennelemente in der Anlage befinden.

4.2.12.1 Erdbeben

Annahmen zum Ereignisablauf

Als übergeordnetes Regelwerk im Hinblick auf Einwirkungen von außen sind in Deutschland die SiAnf /BMU 15/ maßgebend. Die Anlagen sind gegen ein Bemessungserdbeben auszulegen. Die Grundsätze dieser Auslegung sind in der Regelreihe KTA 2201 festgelegt.

Die KTA 2201 besteht aus 6 Teilen. Die allgemeinen Auslegungsanforderungen an die Anlagenteile sind in KTA 2201.1, 4.1 /KTA 11b/ festgelegt. Sie umfassen die Klassifizierung der Anlagenteile, d. h. deren Einteilung in die Klassen I, IIa und IIb sowie grundsätzliche Anforderungen an die Nachweise der Erdbebensicherheit.

- Klasse I
  Anlagenteile und bauliche Anlagen, die zur Erreichung der Schutzziele und zur Begrenzung der Strahlenexposition erforderlich sind.
- Klasse IIa

  Anlagenteile und bauliche Anlagen, die nicht zur Klasse I gehören, die aber durch bei einem Erdbeben an ihnen möglicherweise entstehenden Schäden und deren

Folgewirkungen Anlagenteile oder bauliche Anlagen der Klasse I in ihrer sicherheitstechnischen Funktion beeinträchtigen können.

- Klasse IIb
  Alle sonstigen Anlagenteile und baulichen Anlagen.

Sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Gebäude sind demnach im Sinne der Regelwerksreihe KTA 2201 gegen Erdbeben auszulegen. Die KTA-Regeln 2201.1 bis .6 sind gemäß dem Stilllegungsleitfaden in der Stilllegung schutzzielorientiert angepasst bzw. teilweise anwendbar.

Grundsätzlich sind das Reaktorgebäude, das Notspeisegebäude, die Schaltanlagengebäude, die Notstromdieselgebäude und Nebenkühlwasserbauwerke gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt.

Es muss ein vollständiger Verlust der externen Eigenbedarfsversorgung, da Haupt- und Reservenetze nicht gegen Erdbeben ausgelegt sind, unterstellt werden. Die Notstromversorgung wird über die Notstromdiesel zur Verfügung gestellt, wobei der Redundanzgrad dieser an die gegebenen Randbedingungen gemäß /RSK 20/ im weiteren Fortschritt des Stilllegungsvorhabens angepasst sein kann.

Ein Integritätsverlust des BE-Lagerbeckens bei einem Erdbeben mit daraus resultierenden relevanten Wasserverlusten aus dem Becken ist gemäß der KTA-Regel 2502 /KTA 11/ durch Auslegung auszuschließen.

In nicht gegen Erdbeben ausgelegten Gebäudeteilen des Kontrollbereichs ist mit einer Beschädigung von Systemen, Behältern oder Konditionierungsanlagen und dem Austritt radioaktiver Stoffe zu rechnen. Abdeckend in dieser Hinsicht ist das Auslaufen des Abwasserverdampfers. Die hier beschriebenen Ereignisfolgen werden im Abschnitt 4.2.3 beschrieben.

Relevante Phasen

Das Ereignis ist solange Brennelemente aktiv gekühlt werden müssen, also bis zur Phase 2d relevant.

Betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen

Betroffen sind die Schutzziele K „Kühlung der Brennelemente“ und S „Begrenzung der Strahlenexposition“. Im Detail sind folgende Sicherheitsfunktionen betroffen:

Sicherheitsfunktion K2: Wärmetransport

Die Kühlung der Brennelemente erfolgt bei einem Erdbebenereignis über die gegen Erdbeben ausgelegten Kühlstränge. Die Versorgung der Komponenten erfolgt über die ggf. im Redundanzgrad reduzierten Notstromdieselanlagen.

Sicherheitsfunktion K3: Wärmesenke

Die Funktion der Nachwärmesenke wird durch die Nachkühlkette mit dem notstandssicheren nuklearen Zwischenkühlsystem und dem nuklearen Nebenkühlwasser zur Verfügung gestellt. Die Versorgung der Komponenten erfolgt über die ggf. im Redundanzgrad reduzierten Notstromdieselanlagen.

Sicherheitsfunktion S1: Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und -flusses in der Anlage

Da ein Ausfall des nuklearen Lüftungssystems, dass der Erhaltung der Unterdruckhaltung und einer gerichteten Luftströmung dient, zu unterstellen ist, erfordert dies zur Begrenzung des Aktivitätsflusses den Lüftungsabschluss des Reaktorgebäudes.

Sicherheitsfunktion S2: Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

Eine unkontrollierte Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem Reaktorsicherheitsbehälter und dem BE-Lagerbecken wird durch den Lüftungsabschluss und das Schließen der Personen-, Material- und Notschleuse verhindert.

Erforderliche Systeme

Tab. 4.18 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Erdbeben“

System	Systemfunktion	Sicherheitsfunktion						
		R3	K2	K3	E2	E6	S1	S2
Not- und Nachkühlsystem	Kühlung der BE		X					
Nukleares Zwischenkühlsystem	Wärmeabfuhr aus Beckenkühler			X				
Sicherheitstechnisch wichtiges Nebenkühlwassersystem	Rückkühlung ges. Zwischenkühlkreis, Wärmeabfuhr aus Beckenkühler		X	X			X	X
Notstromerzeugungsanlage (D1-Netz)	Notstromversorgung		X	X				
Notstromerzeugungsanlage (D2-Netz)	Notstromversorgung		X	X				
Sicherheitstechnisch wichtiges Zwischenkühlwassersystem	Kühlung Notstromdiesel		X	X				
Lüftungsabschlussarmaturen	RSB-Lüftungsabschluss						X	X
Material-/Personen/-Notschleuse	RSB-Lüftungsabschluss						X	X
CO2-Löschanlage	Brandschutz Notstromdiesel		H	H			H	H
Lüftungssysteme	Luftversorgung Notstromdiesel		H	H			H	H
Lüftungssysteme	Luftversorgung Notspeisegebäude		H	H			H	H

Hinweis: Der Redundanzgrad der Beckenkühlsysteme, der Not- und Nachkühlstränge sowie der dazugehörigen Zwischen- und Nebenkühlwasserversorgung kann wie in Abschnitt 4.2.1.1 erläutert entsprechend einer geringeren Nachzerfallsleistung und damit einhergehender höheren Karenzzeit reduziert werden. Ebenso kann der Redundanzgrad

der Notstromdieselanlagen D1 und D2 entsprechend erhöhter Karenzzeiten im fortgeschrittenen Restbetrieb reduziert werden. Die Notwendigkeit sonstiger Ersatzmaßnahmen werden in den RSK-Stellungnahmen /RSK 19/ und /RSK 20/ detailliert erläutert. Die Betrachtung von Notfallmaßnahmen ist jedoch nicht Gegenstand der vorliegenden Untersuchung.

4.2.12.2 Biologische Einwirkungen

Biologische Einwirkungen, in Form von Algen, Laub, Gras, mikrobiologischer Korrosion, usw. können zu einer Verstopfung der Nebenkühlwassersysteme und zur Beeinträchtigung der Nachwärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken führen.

Die nachstehenden Anforderungen hinsichtlich biologischer Einwirkungen sind in den SiAnf Anhang 3 „Anforderungen an den Schutz gegen Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen“ /BMU 15/ enthalten:

(1) „Insbesondere folgende biologische Einwirkungen sind standortspezifisch zu berücksichtigen:
- *Muschelbewuchs,*
- *Anfall größerer Mengen von Algen, Quallen oder Fischen,*
- *Anfall größerer Mengen von Laub oder Gras als Treibgut,*
- *Anfall größerer Mengen biologischen Treibguts infolge von Hochwasser,*
- *mikrobiologische Korrosion.*

(2) Durch geeignete Maßnahmen oder Einrichtungen ist sicherzustellen, dass biologische Einwirkungen die Sicherheit der Anlage nicht unzulässig beeinträchtigen. Insbesondere ist die Verstopfung von Kühlwasser- und Lüftungssystemen zu verhindern.

(3) Sicherheitstechnisch wichtige Kühlwasser- und Lüftungssysteme müssen einfach zu reinigen und zu warten sein.

(4) Die notwendigen Reinigungseinrichtungen sind in der Anlage vorzuhalten.

(5) *Der Vorfluter ist im Hinblick auf eine Veränderung der biologischen Verhältnisse regelmäßig zu überprüfen.“*

Eine entsprechende Regel des KTA für den Schutz gegen biologische Einwirkungen liegt nicht vor. Es wird allerdings in der KTA 3301 „Nachwärmeabführsysteme von Leichtwasserreaktoren“ /KTA 14/ gefordert, dass die Einrichtungen zur Nachwärmeabfuhr an eine primäre Wärmesenke so ausgelegt und angeordnet werden müssen, dass die Nachwärmeabfuhr bei bestimmungsgemäßem Betrieb, bei Störfällen sowie bei den am Standort der Reaktoranlage in Betracht zu ziehenden Einwirkungen von außen (z. B. Hochwasser, Dürre, Eisbildung, Treibgutanschwemmung, Muschelbewuchs, Erdbeben) oder Notstandsfällen sichergestellt ist (…).“ Bei Nachwärmeabfuhrsystemen mit Fluss- oder Meerwasser sind „Vorkehrungen und Maßnahmen vorzusehen, die durch Rückhaltung von Treibgut, Algen, Heu, Muscheln o. ä. die erforderliche Entnahme von Kühlwasser sicherstellen.“ /GRS 18b/

Mögliche Maßnahmen können sowohl administrativer als auch technischer Natur sein, wie die Erhöhung der Anzahl der Kontrollgänge und Prüfungen, zusätzliche Fanggitter, Grob- und Feinrechen und eine Reinigungs- / Filteranlage.

Auch die RSK empfiehlt in ihrer Stellungnahme „Ausfall der primären Wärmesenke“ /RSK 12/ Maßnahmen zur Überprüfung und ggf. Verbesserung der Zuverlässigkeit der primären Wärmesenke im Hinblick auf Blockaden des Kühlwasserzulaufs und nimmt dabei auch Bezug auf biologische Einwirkungen. Dabei wird unter anderem empfohlen, die Funktionsfähigkeit der sicherheitstechnisch relevanten Wärmetauscher durch eine geeignete Instrumentierung zu überwachen. Dazu gehört auch eine rechtzeitige Erkennbarkeit von Einwirkungen, die den Wärmeübergang der Wärmetauscher unzulässig beeinflussen, z. B. infolge von Fouling, schleichender Verstopfung der Wärmetauscherrohre oder Muschelbefall. /GRS 18b/

Durch die hier beschriebenen Maßnahmen, wie diese letztlich auch durch den genehmigten Stand der Anlage im Leistungsbetrieb etabliert sein sollen, ergibt sich für den Nach- und Restbetrieb kein erhöhter Vorsorgeaufwand. Nach dem aktuellen Stilllegungsleitfaden ist die KTA-Regel 3301 /KTA 14/ zwar in Klasse 2 eingeordnet, d. h. „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.“ Dennoch empfiehlt die GRS, dass solange das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“ von Bedeutung ist (bis Phase 2d) entsprechende Maßnahmen durchzuführen bzw. vorzuhalten sind.

4.2.12.3 Hochwasser

Für die Auslegung deutscher Kernkraftwerke gegen Hochwasser ist KTA 2207 /KTA 04/ die maßgebende kerntechnische Regel. Hinsichtlich der Ermittlung des Bemessungshochwassers und des Bemessungswasserstandes wird in KTA 2207 zwischen Flussstandorten und Standorten mit Tideeinfluss unterschieden. Die Verfahren für die beiden Standorttypen unterscheiden sich insbesondere deshalb, weil für Flussstandorte die maßgebende Einflussgröße der Hochwasserabfluss im Vorfluter (Fluss) ist, während Hochwasserereignisse an Tidestandorten durch die Auswirkungen von Sturmfluten dominiert werden. In beiden Fällen wird der Bemessungshochwasserstand, gegen welchen die Anlage auszulegen ist, durch Ereignisse einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4}/a festgelegt.

Die KTA 2207 /KTA 04/ gibt in den Anhängen A2 und A3 jeweils ein Verfahren zur Ableitung von Abflussmengen bei Flusshochwassern und für Sturmflutscheitelstände an. Grundsätzlich ist nach diesen Verfahren vorzugehen, die KTA 2207 lässt jedoch Abweichungen davon im Einzelfall zu, wenn diese begründet sind.

Laut KTA 2207 /KTA 04/ sind als bauliche Maßnahmen zum Schutz vor Hochwasserereignissen insbesondere vorgesehen:

- Höherlegung des Kraftwerksgeländes,
- erhöhte Anordnung der zu schützenden Anlagenteile,
- erhöhte Anordnung von Eingängen und Öffnungen,
- hochwassergesicherte Umschließung der zu schützenden Anlagenteile,
- Abdichtung gegen drückendes Wasser,
- wasserdichte Ausbildung von Durchführungen,
- Sicherstellung der Entwässerung des Kraftwerksgeländes im Hochwasserfall.

Zudem sind temporäre folgende Hochwasserschutzmaßahmen anzuwenden

- Einsatz mobiler Hochwasserbarrieren (z. B. Dammbalkenverschlüsse),
- Einsatz von Lenzpumpen.

Gemäß Stilllegungsleitfaden /BMU 16/ ist die KTA-Regel 2207 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."

Das Schutzziel beschränkt sich bei Fortschreiten der Stilllegungsarbeiten auf den sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe. Dieses Ereignis muss somit bis zum Ende der Phase 4b in Betracht gezogen werden.

4.2.12.4 Äußerer Brand

Maßnahmen zur Eingrenzung äußerer Brände bestehen u. a. in der Auslegung der Bauwerke und durch einen ausreichenden Abstand zum Kraftwerkszaun. Die Anforderungen an die baulichen Anlagen werden in KTA 2101.2 (Brandschutz an baulichen Anlagen) /KTA 15d/ formuliert. Die KTA-Regel 2101.2 ist gemäß Stilllegungsleitfaden /BMU 16/ „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." Unter Berücksichtigung der Maßnahmen in /KTA 15d/ ist gegen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme für den Nach- und Restbetrieb ausreichend vorgesorgt.

4.2.12.5 Sonstige extreme meteorologische Bedingungen

Zu den sonstigen extremen meteorologischen Bedingungen werden hier Windlasten, Eis und Schnee und extreme Temperaturbedingungen betrachtet. Durch folgende Maßnahmen werden diese beherrscht:

Durch die Auslegung der Bauwerke nach DIN 1055-4 /DIN 05/ können direkte sicherheitstechnisch relevante Einwirkungen durch Wind ausgeschlossen werden. Im Extremfall können die Auswirkungen solcher Ereignisse zum Ausfall der Eigenbedarfsversorgung führen (siehe 4.2.11.2).

Ebenso werden die zu erwartenden Belastungen durch Eis und Schnee durch die Auslegung der Gebäude beherrscht. Im Zusammenhang mit Eisbildung wäre eine Unterbrechung der Nebenkühlwasserversorgung möglich, jedoch extrem selten. Neben einer diversitären Wärmesenke (bspw. Brunnenwasser) ist aufgrund der großen Karenzzeiten die Verdunstungskühlung (siehe Abschnitt 4.2.1.1) als Maßnahme denkbar.

Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme durch extreme Temperaturbedingungen wurden in /GRS 18b/ für Anlagen im Leistungsbetrieb untersucht. Im Ergebnis kam man zu dem Schluss, dass sich eine Verschlechterung der Anlagensituation langsam und damit absehbar abzeichnet, so dass rechtzeitig Hilfe von außen angefordert werden kann, sofern entsprechende Pläne und Verträge im Vorfeld erarbeitet bzw. geschlossen wurden. Aufgrund der höheren Karenzzeiten sind damit Auswirkungen auf sicherheitstechnisch relevante Systeme im Nach- und Restbetrieb unter Berücksichtigung entsprechender Maßnahmen nicht zu besorgen.

4.2.12.6 Blitzschlag

Durch die Auslegung der Anlage gemäß KTA 2206 „Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen“ /KTA 19/ kann ein Ereignis infolge eines Blitzschlags ausgeschlossen werden. Zu möglichen Maßnahmen zählen u. a. Blitzableiter und Erdungen, Gebäudeabschirmung durch Verbindung leitender Teile, Überspannungsschutzeinrichtungen und Redundanztrennung.

4.2.13 Zivilisatorische Einwirkungen

4.2.13.1 Flugzeugabsturz

Gebäude, in denen sich sicherheitstechnisch wichtige Systeme für den Nach- und Restbetrieb befinden sind gegen Flugzeugabsturz und dessen Folgen durch bauliche Maßnahmen ausgelegt. Ausschlaggebend ist hier die Auslegung der Gebäude entsprechend der in den SiAnf /BMU 15/ erläuterten Lastannahmen.

Beim Flugzeugabsturz auf etwaige extern gelagerte radioaktive Stoffe kann durch mechanische Einwirkung der Turbinenwelle bzw. von Trümmerteilen oder durch thermische Belastungen, hervorgerufen durch den Brand von auslaufendem Treibstoff, eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung erfolgen. Dies wird im Rahmen dieses Vorhabens nicht betrachtet.

4.2.13.2 Anlagenexterne Explosion

Gebäude, in denen sich sicherheitstechnisch wichtige Systeme für den Nach- und Restbetrieb befinden, sind gegen die Einwirkung einer Druckwelle aus chemischen Explosionen ausgelegt. Die Gebäudeöffnungen der gegen Druckwellen geschützten Gebäude sind so ausgelegt, dass sie ein Eindringen der Druckwellen verhindern.

4.2.13.3 Eindringen gefährlicher Stoffe

Zum Schutz gegen das Eindringen gefährlicher Stoffe bzw. explosiver Gase von außen über die Lüftungsanlagen in sicherheitstechnische relevante Anlagenteile müssen die Anlagen gemäß KTA 2103 /KTA 15f/ mit Gaswarnanlagen ausgestattet sein. Durch Alarmauslösung wird das Personal über die Gefahr in Kenntnis gesetzt. Daraufhin erfolgt automatisch oder manuell das Schließen der Lüftungsklappen, die Abschaltung der Zu- und Abluftventilatoren sowie die Außerbetriebnahme der Unterdruckhaltung.

4.2.13.4 Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut, Schiffsunfälle

Für die Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut und Schiffsunfälle sind Maßnahmen vorzusehen, die denen für biologische Einwirkungen (Abschnitt 4.2.12.2) entsprechen.

5 Entwicklung einer Bewertungsmatrix zur Außerbetriebnahme von Systemen im Nach- und Restbetrieb

Im Abschnitt 1 wurden anhand einer generischen DWR-Anlage und eines Ereignisspektrums die zur Einhaltung der Schutzziele im Nach- und Restbetrieb notwendigen Systeme und Systemfunktionen bestimmt. In der einzelnen Betrachtung der Ereignisse wurden zunächst die relevanten Schutzziele gemäß dem in Abschnitt 1 ausgearbeiteten Konzept bestimmt und den verschiedenen Nach- und Restbetriebsphasen gemäß Abschnitt 3.3 zugeordnet. Für Ereignisse, die der Klasse 1 (Erläuterung siehe Abschnitt 1) zugeordnet werden, sind jeweils die schutzzielrelevanten Systeme bestimmt und tabellarisch zusammengefasst worden. In der Tab. 5.1 sind nun alle zuvor benannten Systeme aufgeführt. Abzulesen ist hier, bis zu welcher Phase ein System für den hier betrachteten generischen DWR zu betreiben ist, für welche Ereignisbeherrschung es in dieser Phase eingesetzt wird und welche Sicherheitsfunktionen es in dieser Phase dabei noch ausführt.

Zu beachten ist, dass die aufgeführten Ereignisse nur jene sind, aus denen sich die Notwendigkeit ergibt, das zugeordnete System bis zur aufgeführten Phase zu betreiben. Somit ist nicht ausgeschlossen, dass dieses System auch bei anderen Ereignissen zum Einsatz käme, die jedoch nur bis zu einer der vorherigen Phase relevant sind.

Sofern ein System keine direkte Sicherheitsfunktion ausübt, aber für „Hilfsfunktionen“ benötigt wird, wird dies unterhalb der angegebenen Sicherheitsfunktion in der 4. Spalte angegeben.

Weiterhin ist zu beachten, dass bestimmte Ereignisse bis zum Ende der Phase 2d die Schutzziele K2 (Wärmetransport) und K3 (Wärmesenke) gefährden, die zu deren Beherrschung eingesetzten Systeme aber darüber hinaus für andere Schutzziele relevant sind. Diese Hinweise finden sich in den Analysen zu den Ereignissen im Abschnitt 4.2 und wurden bei der Erstellung der Bewertungsmatrix beachtet.

Tab. 5.1 Bewertungsmatrix

Systeme	Funktion	bis Phase	letzter Phase zugeh. Ereignis	letzter Phase zugeh. Schutzziel / Sicherheitsfunktion
Nachwärme BE-Lagerbecken				
Beckenkühlsystem	Kühlung der BE	2d	2: Verringerte Wärmeabfuhr aus BE-Lagerbecken	K2
Beckenreinigungssystem	Beckennachspeisung	2d	Verringerte Wärmeabfuhr aus BE-Lagerbecken	K3 Ersatz-/ Hilfsfunktion
Nukleares Zwischenkühlsystem	Zwischenkühlwasserversorgung	2d	Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung Kabelbrand	K3
sicherheitstechnisch wichtiges Nebenkühlwassersystem	Nebenkühlwasserversorgung	3	Kabelbrand Störung der elektr. Eigenbedarfsversorgung	K2/K3
Not- und Nachkühlsystem	Kühlung der BE, Verkürzte Nachkühlkette	2d	Kabelbrand Störung der elektr. Eigenbedarfsversorgung	K2
Deionatversorgung	Beckennachspeisung	2d	Verringerte Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken, Überflutung im Ringraum	K2 Hilfsfunktion
Notstromerzeugung				
Unterbrechungsfreie Stromversorgung 48/24-V-Gleichstromanlagen 220-V-Gleichstromanlagen Umformeranlagen 380/220 V Ladegerät 220 V und 24 V Batterien	Versorgung	5	Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung Verringerte Wärmeabfuhr aus BE-Lagerbecken	S1, S2, K2, K3 Hilfsfunktion

Systeme	Funktion	bis Phase	letzter Phase zugeh. Ereignis	letzter Phase zugeh. Schutzziel / Sicherheitsfunktion
Notstromerzeugungsanlage, D1	Notstromversorgung	3	Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung	K2, K3
Notstromerzeugungsanlage, D2	Notstromversorgung	3	Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung	K2, K3
Sicherheitstechnisch wichtiges Zwischenkühlsystem	Kühlung der Notstromdiesel	3	Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung	K2/K3
Lüftungsanlagen				
Gemeinsame Außen-/Zuluftanlage	Kontrolle der Unterdruckstaffelung	5	Ausfall lüftungstechnischer Anlagen	S1
Abluft Konditionierungsanlagenanbau	Absaugung Konditionierungsanlagenanbau (sofern vorhanden)	5	Brandereignisse Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen	S1
Aktivitätsüberwachung Lüftungssystem	Aktivitätsüberwachung Ab- und Fortluft	5	Brandereignisse Ereignisse zum Ausfall von Versorgungseinrichtungen Ereignisse zur Handhabung radioaktiver Stoffe Ereignisse zu Absturz und Anprall von Lasten Leckage eines Behälters oder Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit	S1, S2 Hilfsfunktion
Filteranlagen der RHAG-Abluftstränge	Filterung der Spülluft	5	Brandereignisse Ausfall von Versorgungseinrichtungen Leckage von Behältern oder Systemen Absturz und Anprall von Lasten Handhabung radioaktiver Stoffe	S1, S2

Systeme	Funktion	bis Phase	letzter Phase zugeh. Ereignis	letzter Phase zugeh. Schutzziel / Sicherheitsfunktion
Fortluftanlage	Absaugung Spülluft	5	Brandereignisse Ausfall von Versorgungseinrichtungen Leckage von Behältern oder Systemen Absturz und Anprall von Lasten Handhabung radioaktiver Stoffe	S1, S2
Fortluftanlage Unterdruckhaltung	Absaugung Sicher-heitsbehälter, Filterung der Fortluft	5	Brandereignisse Ausfall von Versorgungseinrichtungen Absturz und Anprall von Lasten Handhabung radioaktiver Stoffe Mobilisieren radioaktiver Aerosole	S1, S2
Umluftfilteranlagen große Anlagenräume /Bypassfilteranlagen Anlagen- und Betriebsräume	Filterung Spülluft / Filterung Umluft Betriebs und Anlagenräume, Absaugung Abluft Betriebs- und Anlagenräume	FSD	Beschädigung von Brennelementen im BE-Lagerbecken 4b: Leckage bei Systemdekontamination 5: Mobilisieren radioaktiver Aerosole beim Ausisolieren	S2
RSB-Lüftungsabschlussarmaturen	RSB-Lüftungsabschluss	3/FSD	3: Beschädigung von Brennelementen im BE-Lagerbecken 4b: Leckage bei Primärkreisdekontamination	E6
Lüftungssysteme	Luftversorgung Notspeisegebäude	3	Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung	S1, S2 Hilfsfunktion
Lüftungssysteme	Luftversorgung Notstromdiesel	3	Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung	S1, S2 Hilfsfunktion

Systeme	Funktion	bis Phase	letzter Phase zugeh. Ereignis	letzter Phase zugeh. Schutzziel / Sicherheitsfunktion
Gebäudeabschluss				
Primärkreis-abschlussarmaturen	Primärkreis-abschluss	FSD	Leckage bei der Systemdekontamination	S1
Personen, Material - und Notschleuse	RSB-Lüftungsabschluss	4b	Leckage bei der Systemdekontamination	E6
Sonstige Systeme				
Behandlung radioaktiver Abwässer	Abwasser-aufbereitung	5	Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit	S1
Brandmelde-anlage	Auslösung Löschanlagen	5	Brandereignisse	S1 Hilfsfunktion
Feuerlösch-wassersystem	Beckennotkühlung direkt, Brandbekämpfung	5	Brandereignisse Ausfall von Versorgungseinrichtungen	K3 Ersatzfunktion K2, K3 Hilfsfunktion S1 S1, S2 Hilfsfunktion
Gas-Lösch-systeme	Brandschutz / -bekämpfung diverse	5	Brandereignisse Störung der elektr. Eigenbedarfsversorgung	S1 S1, S2 Hilfsfunktion
Gefahrenmeldeanlage, Lautsprecheranlage	Kommunikation / Alarmierung	5	Brandereignisse	S1 Hilfsfunktion
Nukleare Gebäudeentwässerung	Auffangen Löschwasser, Überflutungsschutz / Leckerkennung Ringraum	5	Brandereignisse Leckage eines Behälters oder einer Rohreleitung mit radioaktiver Flüssigkeit	S1, K2 Hilfsfunktion
Trink-/Sprühwasserversorgung	Sprühwasser-Löschanlage	5	Brandereignisse Ausfall lüftungstechnischer Anlagen	S1 Hilfsfunktion

6 Systemtechnische Handhabung verschiedener Abbauvorhaben

In diesem Abschnitt werden Abbauprojekte verschiedener DWR-Bauarten mit Blick auf die systemtechnische Handhabung vorgestellt und verglichen. Anhand vier ausgewählter Referenzanlagen wird exemplarisch das Vorgehen in den verschiedenen Stadien des Nachbetriebs und Abbaus dargelegt. Bei der Anlage A handelt es sich um einen Druckwasserreaktor der 1. Generation, bei Anlage B um einen Druckwasserreaktor der 2. Generation bei Anlage C um einen Druckwasserreaktor des Vorkonvoi-Typs und bei Anlage D um einen Druckwasserreaktor sonstigen Typs.

Änderungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen oder Abbauschritte von größerer Bedeutung werden dabei entsprechend Abschnitt 3.3 den Phasen im Nach- und Restbetrieb zugeordnet. Dabei wird angenommen, dass 150 Tage nach Abschaltung die Nachzerfallsleistung soweit abgenommen hat, dass von einer Karenzzeit von mehr als 24 Stunden und nach 900 Tagen bzw. ca. 29 Monaten von einer Karenzzeit von mehr als 3 Tagen ausgegangen werden kann. Änderungen, sofern sie den sicherheitstechnisch wichtigen Systemen aus Abschnitt 1 zugeordnet werden können, werden nach einer Übersicht über die Besonderheiten des Abbauvorhabens der jeweiligen Referenzanlage in einer Tabelle zusammengefasst.

In einem letzten Schritt werden die Besonderheiten bei Mehrblockanlagen betrachtet. Dabei handelt es sich bei den betrachteten Anlagen zum einen um eine Mehrblockanlage, bei der beide Blöcke nahezu zeitgleich abgeschaltet wurden (Anlage E), und zum anderen um eine Mehrblockanlage, bei der ein Block in Nachbetrieb und Abbau ging und der andere Block weiterhin im Leistungsbetrieb ist (Anlage C).

Als Informationsquellen für die Referenzanlagen dienten die Jahresberichte und Quartalsberichte der Betreiber. Für einigen Referenzanlagen lagen zudem die Monatsberichte der Betreiber vor.

6.1 Referenzanlage A

Bei der Referenzanlage A handelt es sich um eine DWR-Anlage der 1. Generation. Stilllegung und Abbau der Anlage werden auf Basis von vier eigenständigen Genehmigungen nach § 7 Abs. 3 AtG vollzogen. Diese beinhalten folgende Schritte:

- 1. Abbauschritt
  Abbau nicht mehr benötigter Systeme und Anlagenteile aus dem Überwachungsbereich.

- 2. Abbauschritt

  Abbau der Hauptkomponenten des Kontrollbereichs (ohne den RDB und seine Einbauten) und weiteren Teilen aus dem Überwachungsbereich.

- 3.Abbauschritt

  Abbau des RDB, der RDB-Einbauten und des biologischen Schildes.

- 4. Abbauschritt
  Abbau der Restbetriebssysteme (u. a. Lüftung, Wassersammel- und Wasseraufbereitungsanlagen, Krananlagen), Dekontamination und Freimessen der Gebäude mit abschließender Entlassung aus dem AtG.

Mit Beginn des Nachbetriebs und des anschließenden Abbaus ist der Kern 15 Tage nach der Abschaltung vollständig entladen und im BE-Lagerbecken gelagert.

Zur Vorbereitung des Abbaus wurden verschiedene Maßnahmen getroffen: Insbesondere wurden neue Freimesseinrichtungen in Betrieb genommen, aber auch Vorbereitungen zur Stillsetzung von Systemen getroffen (beispielsweise die Umstellung der Kühlung der Warte vom Zwischenkühlkreislauf auf eine Luftkühlung). Außerdem sind die Brennelemente aus dem internen BE-Lagerbecken in ein externes Nasslager innerhalb des Notstandsgebäudes verbracht worden. Die Existenz eines externen Nasslagers für Brennelemente stellt in diesem Abbauvorhaben eine Besonderheit dar. Durch das Vorhandensein des externen Nasslagers konnte auf ein zusätzliches Trockenlager (Standortzwischenlager) verzichtet werden. Bis zum Abtransport der bestrahlten Brennelemente aus der Anlage galten im Rahmen des Restbetriebs die bisherigen für die Nasslagerung im externen BE-Lagerbecken des Notstandsgebäudes anwendbaren, spezifischen sicherheitstechnischen Anforderungen weiter. Der Betrieb der Systeme und Anlagen zur Sicherstellung der Unterkritikalität und der Nachwärmeabfuhr aus dem

externen BE-Lagerbecken im Notstandsgebäude über Zellenkühler war autark von den restlichen Systemen und Anlagen des Restbetriebs in anderen Gebäuden, in denen Abbaumaßnahmen durchgeführt wurden. Die Abbaumaßnahmen erfolgten so, dass die Lagerung der bestrahlten Brennelemente und der Umgang mit ihnen im Rahmen des Restbetriebs während des Abbaus nicht beeinträchtigt werden konnte.

Mit insgesamt 4 Reinigungszyklen wurde der Primärkreis und angrenzende Hilfssysteme dekontaminiert. Hiermit wurde 20 Monate nach der Abschaltung begonnen.

Auf der Seite der Eigenversorgung der Anlage wurde der 20-kV-Anschluss ertüchtigt. Im Anschluss ist die 220-kV-Anlage abgeschaltet und stillgesetzt worden. Ausgewählte sicherheitstechnisch wichtige Verbraucher werden an das Notstromnetz 2 angeschlossen. Das Notstromnetz 1 wurde außer Betrieb genommen.

Im Überwachungsbereich wurde mit ersten Abbaumaßnahmen fünf Jahre nach der Abschaltung der Anlage begonnen.

Da beim Abbau im Kontrollbereich höhere Umschlagmengen an Material erwartet wurden, wurde die Materialschleuse ausgetauscht und in dem Zuge vergrößert. Außerdem wurden Lagergebäude für die längerfristige Zwischenlagerung anfallender radioaktiver Abfälle eingerichtet.

Im Reaktorgebäude wurde in dieser Phase das interne BE-Lagerbecken geleert, gereinigt und für den Abbau vorbereitet. Die dabei anfallenden borhaltigen Abwässer wurden vorbehandelt und anschließend an den Vorfluter abgegeben.

Ferner wurden Abbaumaßnahmen an diversen Großkomponenten durchgeführt, dies waren:

- Vorbereitungen zum Abbau des Reaktordruckbehälters und dessen Einbauten,
- Abbau Turbinenfundamente und Großkomponenten Reaktorgebäude,
- Abbau Hauptkühlwassersystem im Kühlwasserpumpenhaus, Komponenten Notkühlsystem Volumenregelsystem, Zwischenkühlsystem und Abgassystem,
- Zerlegung des oberen und unteren Kerngerüstes,
- Abbau Maschinentransformator, verschiedene Komponenten im Schaltanlagengebäude, Abbau Reaktordruckbehälter, RDB-Einbauten,

- Zerlegung des thermischen Schildes. Abbau Wasserstoffrekombinationsanlage, Primärwasserlagerung, Konzentratlagerung, Kühlmittelreinigung, Hilfsdampfanlage, Destillatkontrollbehälter,
- Abschluss Abbau Maschinentransformator,
- Beginn Abbau Kraftwerkshilfsanlagengebäude mit Abbau Hilfskessel,
- Zerlegung des zylindrischen Teils des RDB,
- Abbau Rekuperativwärmetauscher, Nachkühler, Anlagenteile der Verdampferanlage, Harzabfallbehälter und verschiedene Teile des Rohrsystems der Anlage.

Es wurde nun mit dem Abbau der aktivierten Betonstruktur im Reaktorgebäude, insbesondere dem biologischen Schild, begonnen. Die Abfälle, welche bei diesen Arbeiten anfallen, wurden in geeigneten Abfallbehälter in einer dafür ausgelegten Lagerhalle untergebracht. Im Reaktorhilfsanlagengebäude wurden Restdemontagearbeiten an der Dekanter-Separatoranlage und den Abwassersammelbehältern durchgeführt.

Die bis zu diesem Zeitpunkt in einem externen BE-Lagerbecken im Notstandsgebäude gelagerten Brennelemente wurden in Lagerbehälter verladen und in ein externes Zwischenlager verbracht. Die Anlage war 12 Jahre und 7 Monate nach der Abschaltung brennstofffrei.

Die sich daran anschließenden Abbaumaßnahmen beliefen sich auf:

- Abbau Hilfskessel, Elektro- und Leittechnik im Schaltanlagengebäude,
- Abbau im Überwachungsbereich des Notstandsgebäudes,
- Beginn Abbau BE-Lagerbecken, Demontage Borwasserbehälter,
- Beginn Abbau Personenschleuse, Reaktorgebäudekran,
- Abbau Kran Notstandsgebäude.

In der nachfolgenden Tabelle wurden anhand von Monats- und Jahresberichten Änderungen und Außerbetriebnahmen von Systemen, die gemäß Abschnitt 1 nach- bzw. restbetriebsrelevant sein können, identifiziert und den jeweiligen Phasen gemäß Abschnitt 3.3 zugeordnet.

Tab. 6.1 Veränderungen an Systemen in der Referenzanlage A im Nach- und Restbetrieb

Sicherheitswichtiges System	Phase der Außerbetriebnahme	Änderungen am System bis Außerbetriebnahme
BE-Lagerbecken		
Beckenkühlsystem	2c-3	Außerbetriebnahme des Komponentenkühlkreislaufes Beckenkühlsysteme und des Zwischenkühlkreislaufes nach Ende des BE-Lagerbetriebes im internen BE-Lagerbecken
	4	Außerbetriebnahme der Beckenkühlsysteme sowie das externe BE-Lagerbecken
Beckenreinigungssystem	4	Außerbetriebnahme Beckenreinigungssysteme
Nachwärmeabfuhr		
Not- und Nachkühlsystem	4	Außerbetriebnahme der Notnachkühlkette Redundanz 1
		Außerbetriebnahme der Notnachkühlkette Redundanz 2
Nukleares Zwischenkühlsystem	2c-3	Außerbetriebnahme des Komponentenkühlkreislaufes Beckenkühlsysteme und des Zwischenkühlkreislaufes nach Ende des BE-Lagerbetriebes im internen BE-Lagerbecken
Notstromerzeugung		
Notstromerzeugungsanlage, D1	4a	Anpassung der dieselgestützten- und unterbrechungsfreien Stromversorgung nach BE-Freiheit
Notstromerzeugungsanlage, D2		

Sicherheitswichtiges System	Phase der Außerbetriebnahme	Änderungen am System bis Außerbetriebnahme
Unterbrechungsfreie Stromversorgung 48/24-V-Gleichstromanlagen 220-V-Gleichstromanlagen Umformeranlagen 380/220 V Ladegerät 220 V und 24 V Batterien		
Deionatversorgung		
Deionatversorgung	2c-3	Außerbetriebnahme von Teilen des Deionatsystems
Lüftungsanlagen		
Nicht zugeordnet	2c	Modifizierung der Lüftungsanlagen für den Kontrollbereich
		Einbindung der Abluftanlage in die Fortluftanlage
		Außerbetriebnahme der Lüftungsanlagen Umluftanlage, Fortluftanlage
	2c-3	Optimierung der Fortluftüberwachung
	4	Anforderungsgerechte Anpassung der Lüftung für den Hauptkontrollbereich an den Abbaufortschritt
Gebäudeabschluss		
Personen, Material - und Notschleuse	2c-3	Außerbetriebnahme der Personenschleuse und Entfall der Druckstaffelung zwischen Reaktorsicherheitsbehälter und Ringraum bzw. Reaktorhilfsanlagengebäude
Sonstige Systeme		
Brandmeldeanlage	2c-3	Außerbetriebnahme von Brandschutzeinrichtungen im Lager für radioaktive Abfälle

6.2 Referenzanlage B

Bei der Referenzanlage B handelt es sich um einen Druckwasserreaktor der 2. Generation. Auf dem Gelände dieser Anlage befindet sich ein weiterer Block, der sich im

betrachteten Zeitraum weiterhin im Leistungsbetrieb befand. Besonderheiten für Mehrblockanlagen werden in den Abschnitten 6.6 und 4.2.7 gesondert betrachtet.

Der Abbau von Anlagenteilen der Referenzanlage B gliedert sich in zwei Abbauumfänge, die auf Basis separater Abbaugenehmigungen durchgeführt werden sollen. Der wesentliche Abbauumfang der 1. SAG umfasst dabei:

1. Abbauumfang

- Abbau nicht mehr benötigter Anlagenteile (Systeme, Komponenten, Einrichtungen, Gebäudestrukturen),
- Abbau kontaminierter Anlagenteile im Reaktorgebäude und im Reaktorhilfsanlagengebäude,
- maschinen-, verfahrens-, elektro- und leittechnische, bauliche sowie sonstige technische Teile,
- Abbau des Deckels des RDB, der RDB-Einbauten sowie den Abbau von ortsfesten Einrichtungen zum Abbau von Anlagenteilen,
- Hilfssysteme wie Überwachungseinrichtungen, Versorgungseinrichtungen, Kabel, Halterungen, Anker- und Dübelplatten, Rohr- und Kabeldurchführungen, Fundamente sowie fest installierte Montage- und Bedienhilfen.

2. Abbauumfang

- Unterteil des RDB einschließlich Kernschemel,
- Biologischer Schild,
- BE-Lagerbecken und Reaktorbecken.

Die Nachbetriebsphase begann bei der Referenzanlage B mit dem Erlöschen der Berechtigung zum Leistungsbetrieb. Erste Schritte waren die Außerbetriebnahme und Stillsetzung nicht mehr benötigter Systeme und den Anschluss an die Wärmeversorgung des zweiten Blockes.

Zur Vorbereitung des Abbaus wurde eine Primärkreisdekontamination 2 Jahre nach der Abschaltung mit insgesamt 5 Reinigungszyklen durchgeführt. Zu diesem Zeitpunkt befand sich die Anlage in Phase 2b. Die Core-Schrotte wurden im BE-Lagerbecken zerlegt und ins Zwischenlager eingelagert. Danach wurden die Kernbauteile im

BE-Lagerbecken zerlegt und in Behälter abgefüllt. Die Behälter wurden vor der Einlagerung ins Zwischenlager in der Anlage getrocknet.

Nach der Primärkreisdekontamination wurden weitere Komponenten und Systeme im Hilfsanlagengebäude und die Loopleitungen, Primärkreisanaschlüsse und Druckhalter gereinigt. Die entstandenen Abwässer wurden dem nuklearen Abwassersystem zugeführt. Zur selben Zeit wurde im Maschinenhaus begonnen elektrische Komponenten abzuisolieren.

Bis zu diesem Zeitpunkt wurden die Brennelemente im BE-Lagerbecken verwahrt und über drei Stränge gekühlt. Es wurde ein Quertransport der Brennelemente in das BE-Lagerbecken der sich noch im Leistungsbetrieb befindlichen Anlage auf dem Gelände durchgeführt.

In Phase 2c, 2d oder 3 wurde das Volumenregelsystem als erstes System vollständig außer Betrieb genommen. Es folgte die Außerbetriebnahme der Systeme der nuklearen Dampferzeugung, des Wasser-Dampf-Kreislaufs und der Reaktorhilfs- und -nebenanlagen.

Ca. 6 Jahre und 9 Monate nach Abschaltung wurden die letzten Brennelemente und 3 Monate später auch verbliebene Brennstäbe aus dem Nasslager entfernt. Die Referenzanlage B war ab diesem Zeitpunkt damit brennstofffrei.

In der nachfolgenden Tabelle wurden anhand von Monats- und Jahresberichten Änderungen und Außerbetriebnahmen von Systemen, die gemäß Abschnitt 1 nach- bzw. restbetriebsrelevant sein können, identifiziert und den jeweiligen Phasen gemäß Abschnitt 3.3 zugeordnet.

Tab. 6.2 Veränderungen an Systemen in der Referenzanlage B im Nach- und Restbetrieb

Sicherheitswichtiges System	Phase der Außerbetriebnahme	Änderungen am System bis Außerbetriebnahme
BE-Lagerbecken		
Beckenkühlsystem	2c-3	Alle BEs befinden sich im BE-Lagerbecken, die Beckenkühlung wird über drei Stränge gesichert.
Nukleares Zwischenkühlsystem	2c	Ausbau einer Redundanz
Lüftungsanlagen		
Aktivitätsüberwachung Lüftungssystem	2c-3	Außerbetriebnahme von Aktivitätsmessstellen

6.3 Referenzanlage C

Als Beispiel für eine Vorkonvoi-Anlage wird die Referenzanlage C betrachtet. Die Anlage wurde abgeschaltet und ging so in den Nicht-Leistungsbetrieb über und der Kern wurde in das BE-Lagerbecken verladen.

Bevor die Anlage in den Nachbetrieb durch die Erklärung der endgültigen Einstellung des Leistungsbetriebes ging, wurden bereits vorbereitende Arbeiten für den darauffolgenden Abbau getroffen. Die Primärkreisdekontamination wurde vorbereitet und 15 Monate nach der Abschaltung in Phase 2b durchgeführt. Etwa zur selben Zeit wurde der elektrische Eigenbedarf entsprechend des Bedarfs im Nachbetrieb und Abbau angepasst. Unter anderem wurden dabei 10-kV-Notstromschienen und 380-V-Schienen gekoppelt.

Nach Wechsel in den Nachbetrieb wurden die Arbeiten fortgesetzt. Insbesondere wurde der Zugang zum Containment vereinfacht, indem die Personenschleuse einige Monate nach der Primärkreisdekontamination beidseitig geöffnet wurde.

Weitere Arbeiten, die durchgeführt wurden, waren unter anderem die Reinigung des Druckhalters und weiterer Komponenten, welche nicht durch die Primärkreisdekontamination bereits gesäubert wurden. Außerdem wurden Teile des Reaktorschutzes im nullredundanten Bereich außer Betrieb genommen.

In Phase 2c wurden dann verschiedene bautechnische Veränderungen am Kraftwerk vorgenommen: Unter anderem wurde für das auf dem Gelände befindliche Zwischenlager und zur Deckung des Eigenbedarfs der Anlage ab einem späteren Zeitpunkt eine neue 20-kV-Leitung als Anschluss an das örtliche Stromnetz verlegt. Ebenfalls wurde mit dem Bau einer Bereitstellungshalle begonnen.

Im Kontrollbereich wurden die Kassetten und konventionelle Isolierungen, insbesondere die Isolierkassetten an den Loopleitungen und Dampferzeugern, entfernt. Außerdem wurde begonnen Teilsysteme in einer Redundanz der Nachkühlkette zu demontieren. Weiterhin wurde damit begonnen in dieser Redundanz den Flutbehälter zu demontieren. Für die Arbeiten am Flutbehälter musste ein Wanddurchbruch erstellt werden.

Im Bereich der elektrischen Energieversorgung ist bereits ein Notstromdieselaggregat demontiert worden.

Im Bereich der Leittechnik sind mehrere Komponenten zur Beherrschung von Kühlmittelverlust-Störfällen außer Betrieb genommen und demontiert worden. Dies umfasst insbesondere die Außerbetriebnahme diverser radiologischer Messungen und ausgewählter Teile des Reaktorschutzes.

4 Jahre und 11 Monate nach der Abschaltung war die Anlage brennelementfrei und ca. 7 Monate später auch kernbrennstofffrei.

Mit Erreichen der Phase 2c waren folgende Maßnahmen durchgeführt worden:

- Demontage von Isolierungen, insbesondere an den Loop-Leitungen und Dampferzeugern,
- Demontage von Teilen einer Redundanz des Zwischen-, Nach-, und Beckenkühlsystems im Bereich des Ringraumes,
- Demontage von weiteren Systemkomponenten im Bereich des Ringraumes wie der Ringraumabsaugung des Lüftungssystems und des Volumenregelsystems,

- Demontage von Systemkomponenten der Dampferzeuger-Abschlämmung im Hilfsanlagengebäude,
- Vorbereitung des Reaktorflures durch die Zerlegung der Beckenflurwerkzeuge wie Schraubenspannvorrichtung, Bolzenausdrehvorrichtung und RDB-Bolzen sowie Abstellring.

4 Jahre und 2 Monate nach der Abschaltung waren folgende Systeme oder Systemteile mit sicherheitstechnischer Relevanz im Nach- und Restbetrieb bereits stillgesetzt. Der genaue Zeitpunkt für die Außerbetriebnahme der folgenden Systeme und Systemteile konnte nicht ermittelt werden. Eine Phasenzuordnung war für diese Systeme nicht möglich:

- Zwischenkühlsystem im Ringraum,
- Einzelne Komponenten des Not- und Nachkühlsystems,
- Zwei Redundanzen nukleares Nebenkühlwassersystem im Reaktorgebäuderingraum.

6.4 Referenzanlage D

Bei der Referenzanlage D handelt es sich um einen Druckwasserreaktor sonstigen Typs. Aus der Anlage wurden 14 Jahre nach Einstellung des Betriebes die letzten Brennelemente abtransportiert. Der Abbau begann 2 Jahre später, also im 16. Jahr nach Einstellung des Betriebes mit der Erteilung der Genehmigung für die Stilllegung und Abbauphase. Dies entspricht Phase 4.

Im selben Jahr wurde mit der Vorbereitung des Abbaus begonnen. Im Wesentlichen wurden die Systeme Schutz- und Hilfsgas, nukleare Lüftungsanlage und nuklearer Zwischenkühlkreislauf verkleinert und für den Restbetrieb umgebaut. Es erfolgte eine mechanische Trennung der nicht mehr benötigten Systeme im Übergang zwischen Kontrollbereich und Überwachungsbereich sowie das Schneiden der entsprechenden Kabelverbindungen. Außer Betrieb genommene Sekundärsysteme wurden von den Restbetriebssystemen getrennt.

Im folgenden Jahr wurden zwei Notstromdiesel von den Restbetriebssystemen getrennt, außer Betrieb gesetzt und abgebaut. Außerdem wird angegeben, dass mit Entkernungs-

arbeiten im Zwischengebäude begonnen und die Entkernungsarbeiten im Notstandsgebäude abgeschlossen wurden. Dies bedeutet, dass die dort befindlichen Systeme bereits zuvor außer Betrieb gesetzt und abgebaut worden sein müssen. Über den Zeitpunkt dieser Tätigkeiten liegen der GRS keine Informationen vor.

Im 18. Jahr wurden zwei Systeme für den weiteren Betrieb angepasst: Sowohl die alte Enthärtungs- und Umkehrosmoseanlage als auch die alte Verdampferanlage wurden durch kleinere Anlagen ersetzt. Außerdem wurde eine neue Freimesshalle und Freimessanlage gebaut und in Betrieb genommen. Im Sekundärteil der Anlage wurden Heizungsanlagen und lüftungstechnische Anlagen außer Betrieb genommen.

Die Werksluftversorgung und die Steuerluftversorgung wurden im 19. Jahr umgebaut und neue wassergekühlte Kompressoren und luftgekühlte Schraubenpumpen in Betrieb genommen. Ab dem 19. Jahr war die Anlage frei von Betriebsabfällen und damit beginnt Phase 5.

In den weiteren Jahren wurden die Restbetriebssysteme im Maschinenhaus außer Betrieb genommen, der Maschinentransformator abtransportiert und die lufttechnische Anlage an den Abbaubetrieb angepasst (Jahr 20). Im 21. und 22. Jahr wurden das primärseitige Lüftungssystem entsprechend den Anforderungen geändert und angepasst und ein neuer Drucklufttrockner eingebaut. Dies schließt auch Änderungen in der damit verbundenen Aktivitätsüberwachung mit ein. Aufgrund der anstehenden Entkernung des Reaktorringraums wurde das Schaltanlagensystem für das Reaktorgebäude angepasst. Außerdem wurde im 23. Jahr begonnen das Feuerlöschsystem an den Restbetrieb anzupassen.

Im 23. Jahr nach Einstellung des Betriebes wurden beispielsweise die Feuerlöschstränge im Reaktorgebäuderingraum, das Nebenkühlwasserpumpengebäude oder die Personenschleuse außer Betrieb genommen. Im Rahmen von Arbeiten am Stromnetz durch den Energieversorger wurde die Eigenbedarfsversorgung des Geländes auf das 20-kV-Netz umgestellt. Im Reaktorgebäude wurde ein neuer Brückenkran installiert zur Entlastung des Reaktorrundlaufkrans.

Im 24. Jahr wurde unter anderem das Wasseraufbereitungsgebäude für eine Nutzungsänderung vorbereitet, um so die Fläche der notwendigen Restanlage zu reduzieren.

Es wurden im 25. Jahr neue Elektro- und Leittechnik-Komponenten installiert, um so den Entfall des Schaltanlagengebäudes vorzubereiten. Die Kälteversorgung der Anlage wurde ebenfalls umgebaut: Kälteaggregate wurden in den Kaltwasserkreislauf eingebunden und zur Versorgung der Sozial- und Schaltanlagengebäude in Betrieb genommen. Ein Jahr später wurden die Geräte wieder außer Betrieb gesetzt und abtransportiert. Die Maßnahmen wurden im 26. Jahr abgeschlossen mit der Entlassung von Anlagenteilen aus der atom- und strahlenschutzrechtlichen Überwachung.

Im 28. Jahr wurde eine Kälteanlage an die Zuluft angeschlossen und Arbeiten an den Brandschutzklappen vorgenommen.

Der Hauptkühlkreislauf, das heißt Leitungen und Pumpen einschließlich Druckhalterausgleichsleitung, sind im 29. Jahr aus der Einbauanlage entfernt, nachzerlegt und größtenteils vollständig dekontaminiert und freigegeben. Im Reaktorgebäude wurde außerdem im 30. Jahr die Demontage der BE-Lagerstelle abgeschlossen. Im selben Jahr wurde mit dem Abbau der Dampferzeuger begonnen.

In der nachfolgenden Tabelle wurden anhand von Monats- und Jahresberichten Änderungen und Außerbetriebnahmen von Systemen, die gemäß Abschnitt 1 nach- bzw. restbetriebsrelevant sein können, identifiziert und den jeweiligen Phasen gemäß Abschnitt 3.3 zugeordnet.

Tab. 6.3 Veränderungen an Systemen in der Referenzanlage D im Nach- und Restbetrieb

Sicherheitswichtiges System	**Phase der Außerbetriebnahme**	**Änderungen am System bis Außerbetriebnahme**
Nukleares Zwischenkühlsystem	4	Verkleinerung des Systems
Notstromerzeugung		
Notstromerzeugungsanlage, D1	5	Maßnahmen wegen Außerbetriebnahme eines Diesels
	4	Außerbetriebnahme und Abbau zweier Diesel
Lüftungsanlagen		
Nicht zugeordnet	5	Anpassung der lufttechnischen Anlage im Kontrollbereich an den Restbetrieb

Sicherheitswichtiges System	Phase der Außerbetriebnahme	Änderungen am System bis Außerbetriebnahme
		Änderungen und Anpassungen im primärseitigen Lüftungssystem, Einbau neuer Drucklufttrockner
		Außerbetriebnahme von Lüftungssystemen im Kontrollbereich
		Änderung des Abluftfilterbetriebs
		Anpassung der Brandschutzklappen im Reaktorgebäude-Innenraum
Gemeinsame Außen-/Zuluftanlage	5	TL Anpassung im Reaktorgebäude-Innenraum und Ringraum
		Anpassung Zuluft im Reaktorgebäude-Innenraum
		Anpassung an Zu- und Abluft für den Ringraum
		Optimierung Raumluft
		Anpassung Zuluft Kontrollsystem
Lüftungssysteme (Luftversorgung Notstandsnotstromdiesel)	5	Außerbetriebnahme eines Fortluftventilator
Personen-, Material - und Notschleuse	5	Personendurchführung in Personenschleuse XC
		Änderung der Brandschutzklappen vor Personenschleuse
		SB Verschluss nach dem Ausbau der Notschleuse XD
		Anpassung Notschleuse nach Außerbetriebnahme
Sonstige Systeme		
Brandmeldeanlage	5	Anpassung an Restbetrieb

Sicherheitswichtiges System	Phase der Außerbetrieb-nahme	Änderungen am System bis Außer-betriebnahme
Feuerlöschwassersys-tem	5	Anpassung UJ an den Restbetrieb im Reaktorgebäude-Innenraum
		Außerbetriebnahme im Zwischenge-bäude ZX
		Entfall Löschwassersystem teilweise ZG
		Entfall Löschwassersystem im Schalt-anlagengebäude
Gefahrenmeldean-lage, Lautsprecheran-lage	5	Anpassung an den Restbetrieb
Trink-/Sprühwasser-versorgung	5	Außerbetriebnahme Notumführung
Abwasseraufbereitung	5	Verkleinerung der Enthärtungs- und Umkehrosmoseanlage

6.5 Zusammenfassung

Insgesamt wurden 36 Veränderungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen gefunden, die einer Phase im Nach- und Restbetrieb zugeordnet werden konnten. Für Referenzanlage A wurden auf Grundlage der umfänglich zur Verfügung stehenden Unterlagen die meisten Veränderungen identifiziert. Das Spektrum der dabei zugeordneten Phasen reicht hierbei von 2b (Karenzzeit im BE-Lagerbecken >24 h) bis 4a (Anlage Brennelementfrei). Zusammen mit den anderen Referenzanlagen wurde das gesamte Spektrum der Nach- und Restbetriebsphasen abgebildet. Tab. 6.4 fasst die Ergebnisse zusammen.

Es ist zu berücksichtigen, dass die Auswertung auf Grundlage der zur Verfügung stehenden Datenbasis nur einen Teil der Änderungen in den Anlagen abbilden kann. Insbesondere die Redundanzgrade der Notstromdieselanlagen D1 und D2 werden entsprechend erhöhter Karenzzeiten gemäß /RSK 19/ und /RSK 20/ und um technische Anforderungen hinsichtlich der Mindestlast der Notstromdiesel zu erfüllen, im fortschreitenden Restbetrieb reduziert. Detaillierte Information lagen der GRS hierzu jedoch nicht vor.

Tab. 6.4 Anzahl von Veränderungen in den Referenzanlagen in den jeweiligen Phasen im Nach- und Restbetrieb

<table>
<tr><th>Anlage</th><th>2b</th><th>2c</th><th>2d</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th></tr>
<tr><td>A</td><td>-</td><td colspan="3">5</td><td>5</td><td>-</td></tr>
<tr><td rowspan="2">B</td><td rowspan="2">-</td><td>1</td><td>-</td><td>-</td><td rowspan="2">-</td><td rowspan="2">-</td></tr>
<tr><td colspan="3">2</td></tr>
<tr><td rowspan="2">C</td><td>-</td><td>1</td><td rowspan="2"></td><td rowspan="2"></td><td rowspan="2">-</td><td rowspan="2"></td></tr>
<tr><td colspan="2">1</td></tr>
<tr><td>D</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td>2</td><td>18</td></tr>
</table>

6.6 Besonderheiten bei Mehrblockanlagen

Für Mehrblockanlagen sind grundsätzlich zwei Fälle zu unterscheiden: Es gibt zum einen den Fall, bei dem alle Kraftwerksblöcke einer Anlage zeitgleich oder in einem kurzen Abstand abgeschaltet werden und in den Nachbetrieb übergehen beziehungsweise zurückgebaut werden. Zum anderen gibt es Mehrblockanlagen, bei denen ein Block abgeschaltet wird und ein weiterer weiterhin im Leistungsbetrieb betrieben wird.

Als Beispiel für den Abbau einer Mehrblockanlage, bei der alle Blöcke ungefähr zeitgleich abgeschaltet und rückgebaut werden, dient Referenzanlage E. Bei der Anlage E handelt es sich um zwei Druckwasserreaktoren der 2. Generation. Die beiden Blöcke wurden zum selben Zeitpunkt abgeschaltet, es wurde ein gemeinsames Abbaukonzept erarbeitet und mit der Umsetzung begonnen.

Der Abbau der Mehrblockreferenzanlage E gestaltet sich ähnlich zum Abbau eines einzelnen Blockes wie bereits dargestellt. Allerdings können Gemeinsamkeiten und Möglichkeiten zur Kooperation zwischen den Blöcken genutzt werden. Dies geschah für Referenzanlage E beispielsweise in Form eines gemeinsam genutzten Standortzwischenlagers. Außerdem wird eine gemeinsame neue Wärmezentrale für den Abbau errichtet.

Weitere Synergieeffekte ergeben sich beispielsweise bei der Handhabung von Sonderbrennstäben oder der Primärkreisdekontamination. So wurde der erste Block vollständig von Brennstäben befreit. Die Sonderbrennstäbe, welche noch nicht in Behälter verladen werden konnten, wurden in den zweiten Block zur weiteren Aufbewahrung im BE-Lagerbecken verbracht.

Die Primärkreisdekontamination wurde zunächst im ersten Block durchgeführt. Aufgetretene Fehler und Probleme bei der Primärkreisdekontamination wurden analysiert und das Verfahren entsprechend angepasst. Auf diese Weise konnte die Primärkreisdekontamination im zweiten Block störungsfrei durchgeführt werden.

Im Gegensatz dazu gestaltet sich der Abbau eines Blockes einer Mehrblockanlage, bei der ein oder mehrere Blöcke noch im Leistungsbetrieb sind deutlich anders. Bei der bereits beschriebenen Referenzanlage B werden Synergieeffekte mit dem noch laufenden zweiten Block ausgenutzt. So muss zum Beispiel keine neue Wärmeversorgung aufgebaut werden, sondern der Block wird vom noch laufenden Block mitversorgt. Der Zustand der Brennstofffreiheit konnte durch einen Quertransport der verbliebenen Brennelemente in den weiteren Block zeitnah herbeigeführt werden.

7 Beispielhafte Anwendung der Bewertungsmatrix

Zur beispielhaften Anwendung der Bewertungsmatrix aus Abschnitt 1 werden die im Abschnitt 1 „Systemtechnische Handhabung verschiedener Abbauvorhaben“ dokumentierten Außerbetriebnahmen und Änderungen von Systemen oder Systemteilen exemplarisch herangezogen. Hierbei wird untersucht, inwieweit diese Veränderung als Anwendungsbeispiel unter den Randbedingungen des jeweiligen Abbauvorhabens betrachtet werden kann und unter welchen Einschränkungen eine Anwendung durchgeführt werden muss.

Spezifische Randbedingungen können dabei u. a. das generelle Abbaukonzept, Abweichungen bei der Auslegung von Systemkapazitäten, sonstige Rückwirkungen zwischen Systemen, die entweder einbezogen oder ausgeschlossen werden, äußere Randbedingungen oder speziell anwendbare Maßnahmen sein. Einschränkend bei der exemplarischen Anwendung ist insbesondere der Informationsgrad. Die Veränderungen können zwar im Einzelnen benannt und in den Gesamtkontext des Abbauvorhabens gesetzt werden, jedoch fehlen insbesondere Informationen, die neben den bereits erwähnten Randbedingungen auch anlagenspezifische Systemabhängigkeiten im Detail wiedergeben. Jedoch wäre dies auch nicht im Sinne dieses Vorhabens.

Anwendungsfall 1

In der Referenzanlage B wurde die Kühlung der Brennelemente über drei Stränge (Beckenkühlsystem und Not- und Nachkühlstränge) bis zur Kernbrennstofffreiheit der Anlage betrieben. Teile des nuklearen Zwischenkühlsystems wurden in Phase 2c außer Betrieb genommen.

Die Kühlung der Brennelemente über drei Stränge ist unter Anwendung der Bewertungsmatrix in Abschnitt 1 (vgl. Eintrag Beckenkühlsystem und Not- und Nachkühlsystem) und unter Einbeziehung der generischen Ereignisanalyse in Abschnitt 4.2.1.1 als konservativ zu betrachten, da eine Außerbetriebnahme einzelner Stränge gemäß den Nachweiskriterien der RSK-Stellungnahme /RSK 20/ möglich wäre.

Grundsätzlich ist die Funktion des nuklearen Zwischenkühlsystem gemäß Bewertungsmatrix beispielsweise zur Beherrschung der Ereignisse „Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung“ (Abschnitt 4.2.11.2) oder „Kabelbrand“ (Abschnitt 4.2.2.3) vorzuhalten. Die Ereignisse selbst sind für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs relevant.

Jedoch ist das Schutzziel K3 „Wärmesenke für das BE-Lagerbecken“, zu dessen Einhaltung die Systemfunktion erhalten werden muss, nur solange relevant, wie sich aktiv zu kühlende Brennelemente im BE-Lagerbecken befinden, somit bis Phase 2d des Nach- und Restbetriebs. Wenn nun vorzeitig im Sinne der generischen Ereignisanalyse in Abschnitt 4.2.1.1 Teile des nuklearen Zwischenkühlsystems außer Betrieb genommen werden, so müssen die Nachweiskriterien des RSK-Stellungnahme /RSK 20/ beispielsweise unter Einbeziehung von Ersatzmaßnahmen eingehalten werden.

Die Anwendung der Bewertungsmatrix bietet hier eine erste Einschätzung über die systemische Absicherung der Schutzziele: der Betrieb von drei Strängen zur Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente im BE-Lagerbecken ist als konservativ anzusehen. Jedoch sind spezifische Bewertungen wie am Beispiel der Änderung am nuklearen Zwischenkühlkreislauf aus Mangel an vorliegenden Informationen, aber auch aufgrund des generischen Charakters der Bewertungsmatrix hier nicht zielführend.

Anwendungsfall 2

In Referenzanlage A wurden Teile des Beckenkühlsystems und des Zwischenkühlsystems des internen Beckenkühlsystems in Phase 2c bis 3 sowie zwei Redundanzen des Beckenkühlsystems des externen BE-Lagerbeckens und das externe BE-Lagerbecken selbst in Phase 4 außer Betrieb gesetzt.

Gemäß der Bewertungsmatrix in Abschnitt 1 ist das Beckenkühlsystem insbesondere zur Beherrschung des Ereignisses „Verringerte Wärmeabfuhr aus BE-Lagerbecken“ zur Einhaltung des Schutzziels K2 „Wärmetransport aus dem BE-Lagerbecken“ bis zum Ende der Phase 2d, also solange zu betreiben, bis eine aktive Kühlung der Brennelemente für die Ereignisbeherrschung entfallen kann. Entfallen können diese gemäß der generischen Ereignisanalyse in Abschnitt 4.2.1.1 erst ab der Phase 3 (passive Kühlung), in der anlagenspezifisch nachgewiesen ist, dass die Nachzerfallsleistung ohne aktive Systeme abgeführt werden kann, ohne dass Temperaturen im BE-Lagerbecken von T = 60 °C überschritten werden.

Die Besonderheit in Anlage A besteht darin, dass Brennelemente aus dem internen BE-Lagerbecken in ein externes Nasslager innerhalb des Notstandsgebäudes verbracht worden sind. Die Außerbetriebnahme der Systeme des internen Beckenkühlsystems hat daher keine mögliche Gefährdung von Schutzziele zur Folge. Eine Außerbetriebnahme

des externen Beckenkühlsystems und des BE-Lagerbeckens in Phase 4 gefährdet nicht die Einhaltung von Schutzzielen und ist als eher konservativ anzusehen.

Anwendungsfall 3

In Referenzanlage C wurden Teile einer Redundanz des Zwischen -, Nach-, und Beckenkühlsystems im Bereich des Ringraumes demontiert. Die Änderung wurde der Phase 2c zugeordnet.

Der Zwischenkühlkreislauf und das Not- und Nachkühlsystem zählen zu den sicherheitstechnisch relevanten Systemen. Über sie wird im Nach- und Restbetrieb die im BE-Lagerbecken anfallende Nachzerfallsleistung abgeführt. In der generischen Ereignisanalyse 4.2.1.1 und 4.2.12.1 zu „Verringerte Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken“ und „Erdbeben“ wird beschrieben, dass zur sicheren Abfuhr der Nachzerfallsleistung 2 Stränge des Not- und Nachkühl- und Zwischenkühlsystems zur Verfügung stehen müssen. Diese Stränge sind gegen Erdbeben ausgelegt. Dies gilt in Übereinstimmung mit der RSK-Stellungnahme /RSK 20/. Demnach sind durch die Demontage einer Redundanz der Zwischen- und Not- und Nachkühlsystems in diesem Fall keine negativen Rückwirkungen zu besorgen.

In diesem Fall ist die Bewertungsmatrix allein nicht zielführend. Unter Einbeziehung der in den entsprechenden Ereignisbeschreibung enthaltenen Information kann erst eine Einschätzung vorgenommen werden. Auch hier zeigt sich, dass die Bewertungsmatrix zunächst ein grundlegendes Verständnis über das Vorhalten notwendiger Systeme im Nach- und Restbetrieb geben kann.

Anwendungsfall 4

In Referenzanlage A wurden Brandschutzeinrichtungen im Lager für radioaktive Abfälle außer Betrieb genommen. Die Änderungen wurden der Phase 2c-3 zugeordnet.

Die Bewertungsmatrix gibt an, dass Brandschutzsysteme, die Brandmeldeanlage und Feuerlöschsysteme für alle Phasen des Nach- und Restbetriebs vorgehalten werden müssen. Aufgrund der hohen Komplexität und der anlagenspezifischen Umsetzung kann hier nur von einer allgemeinen Forderung ausgegangen werden. Inwieweit die Außerbetriebnahme der betreffenden Systeme oder Komponenten zu einer Gefährdung der

Schutzziele führen kann, ist auf Grundlage der der GRS zur Verfügung stehenden Informationen nicht möglich. Die KTA-Regeln der Reihe 2101 bilden den Stand von Wissenschaft und Technik ab, nach der die Anlage im Leistungsbetrieb auszulegen ist. Im Übergang zur Stilllegung sind diese Regeln gemäß Stilllegungsleitfaden „unter Berücksichtigung des veränderten Gefährdungspotenzials und der im Vergleich zu Errichtung und Betrieb veränderten und in vielerlei Hinsicht verringerten Anforderungen schutzzielorientiert angepasst bzw. teilweise anwendbar“ /BMU 16/. So kann nur unter Einbeziehung aller gegebenen Umstände eine abschließende Bewertung hierzu getroffen werden.

8 Zusammenfassung

In diesem Vorhaben wurde anhand eines generischen Ereignisspektrums, dass aus der Merkpostenliste für die Durchführung einer Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus der Anlage für die Nachbetriebsphase /BMU 14/, dem Stilllegungsleitfaden /BMU 16/ und weiteren regulatorischen Anforderungen abgeleitet wurde, untersucht, in welcher Phase des Nach- bzw. Restbetriebs ein sicherheitstechnisch wichtiges System außer Betrieb genommen werden kann.

Hierbei wurden zunächst für jedes der identifizierten Ereignisse unterschieden, ob zu dessen Beherrschung entweder in der jeweiligen Phase des Nach- und Restbetriebs das Vorhalten bestimmter sicherheitstechnischer Systeme, auch unter Einbeziehung von Änderungen bspw. in Form von Redundanzreduzierung, vorauszusetzen ist (Ereignisse der Klasse 1), oder unter Vorhalt administrativer Maßnahmen und / oder baulicher Auslegung, wie sie typischerweise durch den genehmigten Stand der Anlage im Leistungsbetrieb etabliert sind, schutzzielrelevante Auswirkungen ausgeschlossen werden können (Ereignisse der Klasse 2).

Für Ereignisse der Klasse 1 wurden die notwendigen Systeme unter generischen Annahmen zum Ereignis und der Zuordnung des jeweiligen Ereignisses zu betroffenen Schutzzielen und relevanten Phasen unter den Gesichtspunkten

- Annahmen zum Ereignisablauf,
- relevante Phasen,
- betroffene Schutzziele und Sicherheitsfunktionen,
- erforderliche Systeme,
- mögliche Rückwirkungen auf andere Systeme,
- Aspekte zu Mehrblockanlagen,

analysiert. Aus der Zusammenfassung dieser Analysen leitet sich eine Matrix ab, die zeigt, welche Systeme bis zu welcher Phase im Nach- und Restbetrieb noch sicherheitstechnisch wichtige Funktionen übernehmen. Diese Bewertungsmatrix dient dem Erlangen eines grundlegenden Verständnisses der sicherheits- und systemtechnischen Zusammenhänge im Nach- und Restbetrieb und bietet eine Orientierung bei der Bewer-

tung von Außerbetriebnahmen vormals sicherheitstechnisch wichtiger Systeme im laufenden Stilllegungsprozess einer generischen DWR-Anlage. Aufgrund der hohen Komplexität und vielfältigen Ausgestaltung kerntechnischer Anlagen und Systeme kann diese beispielhafte generische Betrachtung eine anlagenspezifische Bewertung nicht ersetzen, insbesondere hinsichtlich der jeweils getroffenen anlagenspezifischen Maßnahmen.

Parallel hierzu wurden anhand von Betreiberberichten die Außerbetriebnahme, Stillsetzung und Änderungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen mehrere DWR-Anlagen verschiedener Baulinien in der Stilllegung recherchiert und den Phasen im Nach- und Restbetrieb zugeordnet. Insbesondere für eine Mehrblockanlage wurden die spezifischen Besonderheiten aufgeführt. Insgesamt wurden hierbei 27 Veränderungen an Systemen gefunden, die einem System in der Bewertungsmatrix zugeordnet werden konnten.

Als Anwendungsfall wurde die Bewertungsmatrix beispielhaft auf die recherchierten Ergebnisse aus Abschnitt 1 angewendet. Hierbei ist zu sehen, dass der Informationsgrad bezüglich spezifischer Randbedingungen, wie dem generelle Abbaukonzept, Abweichungen bei der Auslegung von Systemkapazitäten, Ersatzmaßnahmen, etc., die Anwendung dieser Bewertungsmatrix einschränkt. Die Veränderungen können zwar im Einzelnen benannt und in den Gesamtkontext des Abbauvorhabens gesetzt werden, jedoch fehlen der GRS insbesondere Informationen, die neben den bereits erwähnten Randbedingungen auch anlagenspezifische Systemabhängigkeiten im Detail wiedergeben.

Dennoch kann die Bewertungsmatrix dem Erlangen eines grundlegenden Verständnisses der sicherheits- und systemtechnischen Zusammenhänge im Nach- und Restbetrieb dienen und eine Orientierung bei der Bewertung von Außerbetriebnahmen vormals sicherheitswichtiger Systeme im laufenden Stilllegungsprozess einer generischen DWR-Anlage bieten.

Literaturverzeichnis

/ATG 20/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz – AtG) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I 1985, Nr. 41, S. 1565), das zuletzt durch Artikel 3 des Gesetzes vom 7. Dezember 2020 (BGBl. I S. 2760) geändert worden ist.

/ATV 18/ Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (Atomrechtliche Verfahrensverordnung – AtVfV) vom 3. Februar 1995 (BGBl. I 1995, Nr. 8, S. 180), die zuletzt durch Artikel 3 der Verordnung vom 11. November 2020 (BGBl. I S. 2428) geändert worden ist.

/BFS 96/ Bundesamt für Strahlenschutz: Fachbereich Kerntechnische Sicherheit, Arbeitsgruppe Schutzzielkonzept: Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks, Übersicht über die übergeordneten Anforderungen, Dezember 1996.

/BMI 83/ Bundesministerium des Innern: Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung - Störfall-Leitlinien, Oktober 1983.

/BMU 14/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Merkpostenliste für die Durchführung einer Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus der Anlage für die Nachbetriebsphase mit Anschreiben des BMUB vom 2. Oktober 2014, Bonn, 2014.

/BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, in der Fassung der Bekanntmachung vom 3. März 2015, BAnz AT 30.03.2015 B2, Bonn, 2015.

/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. Juni 2016, BAnz AT 19.07.2016 B7, Bonn, 2016.

/DIN 77/ Deutsches Institut für Normung (DIN): Brandverhalten von Baustoffen und Bauteilen, Bauteile, Begriffe, Anforderungen und Prüfungen, DIN 4102-2, September 1977.

/DIN 05/ Deutsches Institut für Normung (DIN): Einwirkungen auf Tragwerke Teil 4: Windlasten, DIN 1055-4, März 2005.

/DIN 09/ Deutsches Institut für Normung (DIN): Kritikalitätssicherheit unter Anrechnung des Brennelementabbrands bei der Lagerung und Handhabung von Brennelementen in Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, DIN 25471, Mai 2009.

/DIN 14/ Deutsches Institut für Normung (DIN): Einsatz von Berechnungssystemen beim Nachweis der Kritikalitätssicherheit, DIN 25478, Juni 2014.

/ESK 20a/ RSK/ESK-Geschäftsstelle beim Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung: Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen, Empfehlung der Entsorgungskommission, 05.11.2020

/ESK 20b/ RSK/ESK-Geschäftsstelle beim Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung: Leitlinien für die Konditionierung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Empfehlung der Entsorgungskommission, 10.12.2020

/GRS 03/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: GRS-A-3114 Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR, Köln, Mai 2003.

/GRS 13/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Untersuchungen zur deterministischen und probabilistischen Bewertung von Einwirkungen von außen (EVA-Ereignisse), GRS-A-3693, Köln, November 2013.

/GRS 16/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Unfallanalysen in Kernkraftwerken nach anlagenexternen auslösenden Ereignissen und im Nichtleistungsbetrieb, GRS-393, Köln, Juni 2016.

/GRS 17/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Sicherheitstechnisch relevante Fehlermechanismen in der Nachbetriebsphase, GRS-453, Köln, März 2017.

/GRS 19a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Generische Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im Nachbetrieb, GRS-541, Köln, Juli 2019.

/GRS 19b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Forschungen zu den Erfordernissen des Alterungsmanagements von KKW in der Nachbetriebs- und Stilllegungsphase, GRS-562, Köln, Juli 2019.

/GRS 18a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Untersuchungen zu sicherheitstechnisch bedeutsamen Aspekten bei der Dekontamination von Reaktorkühlkreisläufen in Kernkraftwerken, GRS – 492, Köln, März 2018.

/GRS 18b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Weiterführende Untersuchungen zur deterministischen Bewertung naturbedingter Einwirkungen von außen auf Kernkraftwerke, GRS – 474, Köln, September 2018.

/GRS 20/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Erforschung der technischen Maßnahmen zur Stilllegung von Leistungsreaktoren mit Brennelementen und Defektstäben in der Anlage, GRS – 590, Köln, Juni 2020.

/IAEA 04a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Technical Reports Series No. 420, Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Installations, Wien, 2004.

/IAEA 04b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety Report Series No. 36, Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities, Wien, 2004.

/IAEA 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, Wien, 2008.

/IAEA 14/ International Atomic Energy Agency (IAEA): General Safety Requirements Part 6, No. GSR Part 6, Decommissioning of Facilities, Wien, 2014.

/IAEA 16/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA Safety Standard Series, Safety Assessment for Facilities and Activities, No. GSR Part 4 (Rev. 1), Wien, 2016.

/IAEA 18/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA Safety Standards Series, Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities, No. SSG-47, Wien, 2018.

/KTA 03/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3602 Lagerung und Handhabung von Brennelementen und zugehörigen Einrichtungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, November 2003.

/KTA 04/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2207 Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser, November 2004.

/KTA 11/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2502 Mechanische Auslegung von Brennelementlagerbecken in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, November 2011.

/KTA 11b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2201 Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 1: Grundsätze, November 2011.

/KTA 14/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3301 Nachwärmeabführsysteme von Leichtwasserreaktoren, November 2014.

/KTA 15/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2501 Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken, November 2015.

/KTA 15b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3303 Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, November 2015.

/KTA 15c/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2101.1 Brandschutz in Kernkraftwerken, Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes, November 2015.

/KTA 15d/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2101.2 Brandschutz in Kernkraftwerken, Teil 2: Brandschutz an baulichen Anlagen, November 2015.

/KTA 15e/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2101.3 Brandschutz in Kernkraftwerken, Teil 3: Brandschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen, November 2015.

/KTA 15f/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2103 Explosionsschutz in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (allgemeine und fallbezogene Anforderungen), November 2015.

/KTA 16/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 1201 Anforderungen an das Betriebshandbuch, November 2015.

/KTA 20/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3902 Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken, Dezember 2020.

/KTA 20b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3905 Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken, Dezember 2020.

/RSK 12/ Reaktorsicherheitskommission (RSK): RSK-Stellungnahme zum Ausfall der Primären Wärmesenke, 446. Sitzung am 05.04.2012.

/RSK 19/ Reaktorsicherheitskommission (RSK): RSK-Stellungnahme zu Anforderungen bei einer passiven Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken, 509. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 27. März 2019, März 2019.

/RSK 20/ Reaktorsicherheitskommission (RSK): RSK-Stellungname zu Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken im Restbetrieb, 518. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 21.10.2020, Oktober 2020.

/SSK 83/ Strahlenschutzkommission (SSK): Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV, Juli 1983.

/WLN 06/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Weiterleitungsnachricht 2006/04: Aktivitätsübertritt vom Dekontsystem für Primärkreiskomponenten in das Deionatsystem mit anschließender Freisetzung, Köln, 26. August 2006.

/WLN 14/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Weiterleitungsnachricht 2014/03: Schäden an Komponenten infolge Primärkreisdekontamination, Köln, 22. Mai 2014.

/WLN 15/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Weiterleitungsnachricht 2015/02: Schwelbrand von Reststoffen in einem Abfallgebinde innerhalb der Trocknungsanlage, Köln, 28.April 2015.

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1 Beckenkühlung in den Phasen des Restbetriebs /KTA 20/ 20

Tab. 3.1 Schutzziele entsprechend der SiAnf /BMU 15/ und der schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerks /BFS 96/ 24

Tab. 3.2 Phasen im Nach- und Restbetrieb 26

Tab. 4.1 Ereignisspektrum im Nach- und Restbetrieb 35

Tab. 4.2 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Verringerte Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken“ 43

Tab. 4.3 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Beschädigung von Brennelementen im BE-Lagerbecken“ 46

Tab. 4.4 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Brand in der Abfallnachbehandlung“ 52

Tab. 4.5 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Brand in der Lüfterzentrale“ 55

Tab. 4.6 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Kabelbrand“ 59

Tab. 4.7 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Brand eines Filtermobils“ 63

Tab. 4.8 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit“ 68

Tab. 4.9 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Überflutung im Ringraum“ 72

Tab. 4.10 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen“ 75

Tab. 4.11 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Absturz von Gebinden mit flüssigen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen“ 78

Tab. 4.12 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Mobilisieren radioaktiver Aerosole beim Ausisolieren“ 85

Tab. 4.13 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Ereignisse bei der Erzeugung von Gebinden für radioaktive Abfälle“ 87

Tab. 4.14 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Leckage bei der Primärkreisdekontamination“ 91

Tab. 4.15 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Ausfall lüftungstechnischer Anlagen“ 97

Tab. 4.16 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Störung der elektrischen Eigenbedarfsversorgung“ 100

Tab. 4.17 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Störung im Abgassystem“ 103

Tab. 4.18 Systeme zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen für das Ereignis „Erdbeben“ 108

Tab. 5.1 Bewertungsmatrix 116

Tab. 6.1 Veränderungen an Systemen in der Referenzanlage A im Nach- und Restbetrieb 125

Tab. 6.2 Veränderungen an Systemen in der Referenzanlage B im Nach- und Restbetrieb 129

Tab. 6.3 Veränderungen an Systemen in der Referenzanlage D im Nach- und Restbetrieb 133

Tab. 6.4 Anzahl von Veränderungen in den Referenzanlagen in den jeweiligen Phasen im Nach- und Restbetrieb 136

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH

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

Forschungszentrum
Boltzmannstraße 14
85748 Garching b. München
Telefon +49 89 32004-0
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon +49 30 88589-0
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon +49 531 8012-0
Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de

ISBN 978-3-949088-16-2