
RSK-Stellungnahme

(532. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 11.11.2022)

Weiterbetrieb deutscher Kernkraftwerke bis zum 15. April 2023

STELLUNGNAHME

INHALTSVERZEICHNIS

1	Anlass	3
2	Betriebsweisen von Druckwasserreaktoren.....	4
3	Sicherheitsüberprüfungen	5
3.1	Zielsetzung und Bedeutung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ).....	5
3.2	Erfahrungen mit Periodischen Sicherheitsüberprüfungen.....	7
3.3	Übertragbarkeit von Ergebnissen aus der Periodischen Sicherheitsüberprüfung KBR 2016	8
3.3.1	KBR Sicherheitsstatusanalyse (SSA).....	8
3.3.2	KBR Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)	11
3.4	Übertragbarkeit von Ergebnissen aus der erweiterten Sicherheitsüberprüfung GKN II.....	12
4	Anlagenspezifische Besonderheiten und deren Übertragbarkeit	13
4.1	Dampferzeuger Heizrohrkorrosion im GKN II.....	13
4.2	Korrosionsbefunde im französischen Kernkraftwerken.....	15
4.3	Auswirkungen eines Netzausfalls auf den Anlagenbetrieb.....	15
5	Betriebsführungs- und Managementaspekte.....	16
5.1	Personalsituation einschließlich externer Unterstützung	16
5.2	Organisation und Prozesse	17
5.3	Wiederkehrende Prüfungen.....	17
6	Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik durch jüngere RSK-Beratungen	18
6.1	Schutzkonzept der deutschen Kernkraftwerke gegen Flugzeugabsturz.....	18
6.2	Fortschreibungen des Standes von Wissenschaft und Technik im Zusammenhang mit naturbedingten Einwirkungen von außen (EVA).....	18
6.2.1	Hochwasser und Starkregen.....	19
6.2.2	Erdbeben	19
6.2.3	Blitzschutz.....	20

7	Internationale Anforderungen sowie aktuelle Entwicklungen	20
7.1	Umsetzung der Maßnahmen des Nationalen Aktionsplans des Post-Fukushima Stresstests der EU.....	20
7.2	WENRA Reference Level.....	21
7.3	Forschung und Entwicklung sowie Betriebserfahrung	21
7.3.1	Auswertung von Forschungsergebnissen.....	22
7.3.2	Meldeverfahren gem. AtSMV und GRS-Weiterleitungsnachrichten.....	22
8	Zusammenfassende sicherheitstechnische Bewertung des geplanten Weiterbetriebs der Anlagen GKN II, KKE und KKI 2.....	23
9	Weitergehende Überlegungen	25
10	Referenzen	26
Anhang 1: Aus der Sicherheitsüberprüfung KBR 2016 abgeleitete Empfehlungen		30
Anhang 2: Aus der erweiterten Sicherheitsüberprüfung GKN II abgeleitete Empfehlungen		31

1 Anlass

Am 20.09.2022 hat das BMUV vor dem Hintergrund der geplanten Reservevorhaltung der Kernkraftwerke Neckarwestheim II (GKN II) und Isar 2 (KKI 2) im Jahr 2023 der RSK einen Beratungsauftrag „zur Fortsetzung des Leistungsbetriebs deutscher Atomkraftwerke im Jahr 2023 als Reserve zur Sicherstellung der Versorgungssicherheit“ erteilt [1] (Auszug):

...“Die unter bestimmten Randbedingungen erfolgende Fortsetzung des Leistungsbetriebs ist, unabhängig von der noch zu klärenden konkreten Ausgestaltung des Reservebetriebs bis höchstens Ende April 2023, aus sicherheitstechnischer Sicht auch vor dem Hintergrund der 13 Jahre alten periodischen Sicherheitsüberprüfungen dieser Atomkraftwerke zu bewerten. In einem ersten Schritt sind insoweit Anforderungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu ermitteln, die sich nicht bereits unmittelbar aus dem deutschen kerntechnischen Regelwerk oder aufgrund der anlagenspezifischen Situation in den beiden Atomkraftwerken ergeben.

Diese Anforderungen sollen in einem zweiten Schritt sicherheitstechnisch dahingehend bewertet werden, ob rechtzeitig umsetzbare Empfehlungen von organisatorischen oder technischen Maßnahmen für die beiden Atomkraftwerke ausgesprochen werden können. Dies soll in einer entsprechenden Empfehlung oder Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission dokumentiert werden“.

Dieser Beratungsauftrag wurde entsprechend der Entscheidung des Bundeskanzlers vom 17.10.2022 mündlich in der 530. RSK Sitzung am 19./20.10.2022 um das Kernkraftwerk Emsland (KKE) erweitert.

Das BMUV hat die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, das Physikerbüro Bremen (PhB) und das Öko-Institut (ÖI) ebenfalls beauftragt, eine fachliche Stellungnahme zum Weiterbetrieb deutscher Kernkraftwerke bis zum 15. April 2023 zu erstellen. Der Fokus dieser Tätigkeiten lag auf

- einem Vergleich der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Brokdorf, welche 2016 unter Berücksichtigung der aktuellen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (SiAnf) erstellt wurde, mit den PSÜ der Kernkraftwerke GKN II, KKE und KKI 2 aus dem Jahre 2009,
- einer Auswertung der aus der sog. erweiterten Sicherheitsüberprüfung des GKN II im Hinblick auf zusätzliche Erkenntnisse zu sicherheitstechnisch relevanten Aspekten bezüglich einer Übertragbarkeit auf KKE und KKI 2,
- einer Auswertung des Nationalen Aktionsplans und den daraus resultierenden Nachrüstungen im Hinblick auf offene Maßnahmen,
- einer Auswertung der Anforderungen in den mehrfach überarbeiteten WENRA Safety Reference Levels und deren Umsetzung in den Anlagen,
- der Darstellung des Standes von Wissenschaft und Technik hinsichtlich der zu berücksichtigenden Betriebserfahrung und die Umsetzung von Weiterleitungsnachrichten.

Das Ergebnis dieser Überprüfungen wurde in einem ausführlichen Bericht [2] dokumentiert. Relevante Ergebnisse aus diesen Überprüfungen wurden bei der Erstellung dieser RSK-Stellungnahme berücksichtigt.

2 Betriebsweisen von Druckwasserreaktoren

Einleitend und zum besseren Verständnis von limitierenden Bedingungen der Betriebsweise deutscher Druckwasserreaktoren (DWR) werden nachfolgend einige der wesentlichen zu berücksichtigenden Aspekte dargestellt.

Im **Leistungsbetrieb** eines DWR wird die zu Beginn des Zyklus vorhandene und erforderliche Überschussreaktivität in den Brennelementen (BE) durch Beifügen von Bor in das Primär-Kühlmittel kompensiert. Mit zunehmendem Abbrand der BE im Laufe eines Betriebszyklus wird die Borkonzentration im Reaktorkühlkreislauf stetig verringert. Das natürliche Ende eines Betriebszyklus wird dann erreicht, wenn die Borkonzentration auf nahe Null reduziert wurde.

Eine Fortsetzung des Leistungsbetriebs ist auch über das natürliche Zyklusende hinaus möglich, jedoch sinkt dann die Reaktorleistung stetig ab. Der Gradient dieser Leistungsreduzierung kann in begrenztem Umfang durch eine Absenkung der Kühlmitteltemperatur im Reaktor beeinflusst werden. Diese Betriebsweise wird als **Streckbetrieb** bezeichnet.

Kraftwerkseinsatz

In den deutschen Anlagen wird üblicherweise ein Leistungsbetrieb mit einer natürlichen Zykluslänge von 10 - 12 Monaten praktiziert. Die Anlagen sind in diesem Betriebszustand auslegungsgemäß für Lastfolgebetrieb geeignet. Sie wurden in der Vergangenheit zwar überwiegend im Grundlastbetrieb, seit vielen Jahren jedoch auch im Lastfolgebetrieb eingesetzt.

Nach dem Erreichen des Endes des natürlichen Betriebszyklus ist ein Streckbetrieb von bis zu ca. 100 Tagen möglich. Diese Betriebsweise wird z. B. benutzt, um den Abschaltzeitpunkt zeitlich optimieren zu können. In aller Regel wird die Streckbetriebsfahrweise jedoch nicht länger als 30 Tage eingeplant, dies wegen der kontinuierlichen Reduzierung der Leistung und weil die Lastfolgefähigkeit im Streckbetrieb eingeschränkt ist. Wird der Streckbetrieb auf bis zu 100 Tage ausgedehnt, sind zudem mehrere Anpassungen von Parametern, z. B. von Reaktorschutzgrenzwerten, während des Betriebs notwendig.

Erfolgt während des Streckbetriebs eine Abschaltung der Anlage, so ist ein Wiederauffahren – insbesondere nach einem Abfahren in den kalt unterkritischen Zustand – aufgrund der erforderlichen Entborierung erschwert.

Da nach derzeitiger Planung die Anlagen unter den Bedingungen „natürliches Zyklusende“ und „Streckbetrieb“ betrieben werden sollen, kommen die damit einhergehenden Einsatzbeschränkungen zum Tragen.

3 Sicherheitsüberprüfungen

Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) gemäß §19a AtG sind ein wesentlicher Aspekt, der im Hinblick auf einen Weiterbetrieb der Anlagen über den 31.12.2022 hinaus zu betrachten ist. Entsprechend den Festlegungen des AtG wurden die letzten PSÜ für die drei Anlagen im Jahr 2009 durchgeführt. Im Jahr 2019 mussten die anstehenden PSÜ, angesichts der Ende 2022 vorgesehenen Abschaltung, gem. AtG nicht durchgeführt werden. Die RSK hat auf Basis von [2] die nach 2009 durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen im Hinblick auf deren Ergebnisse und deren Übertragbarkeit bewertet.

3.1 Zielsetzung und Bedeutung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ)

Im PSÜ-Leitfaden von 1996 [3] wird zu den Zielen der PSÜ ausgeführt:

„Die Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland unterliegen während der Errichtung, des Betriebes und der Stilllegung sowie bei Veränderungen an der Anlage und ihrer Betriebsweise in allen sicherheitsrelevanten Bereichen der staatlichen Aufsicht. Im Rahmen der Aufsicht werden der Zustand der Anlage und ihre Betriebsweise auf Übereinstimmung mit den Bestimmungen der Genehmigungsbescheide kontrolliert. Darüber hinaus erfolgt die Prüfung der Notwendigkeit der Umsetzung neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse aus Betriebserfahrungen, Sicherheitsanalysen sowie Forschung und Entwicklung. Im Laufe einer längeren Betriebsphase erweitern sich die sicherheitstechnischen Erkenntnisse; die Methoden und die Instrumentarien für Sicherheitsanalysen werden weiterentwickelt. Dies soll zu einer Fortentwicklung des Sicherheitsstatus der Anlage und ihrer Betriebssicherheit führen. Es ist daher zweckmäßig, für jedes in Betrieb befindliche Kernkraftwerk mit Leichtwasserreaktor in angemessenen Zeitabständen eine gesamtheitliche Sicherheitsüberprüfung durchzuführen.

Für die staatlichen Aufsichtsbehörden ergänzt die PSÜ die Erkenntnisse über den sicherheitstechnischen Anlagenzustand aus der ständigen Aufsicht.“

Gemäß dem PSÜ-Leitfaden [3] besteht eine PSÜ (heute entsprechend der Formulierung im Atomgesetz SÜ genannt) aus unterschiedlichen Teilen:

- Deterministische Sicherheitsstatusanalyse (SSA),
- Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) und
- Deterministische Sicherheitsanalyse (DAS).

Die deterministische Sicherheitsstatusanalyse soll gemäß Leitfaden folgende Teile umfassen:

- Deterministische schutzzielorientierte Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen mit Systembeschreibungen,
- Darlegung der Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse und des Notfallschutzkonzeptes und
- Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung.

Im Folgenden wird eingegangen auf die SSA und die PSA. Sicherungsrelevante Aspekte werden in dieser Stellungnahme nicht behandelt.

Ausgehend von den Intentionen einer PSÜ und unter Berücksichtigung der Erfahrungen mit den in der Vergangenheit durchgeführten PSÜ sind aus Sicht der RSK für den geplanten Weiterbetrieb der Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 bis zum 15. April 2023 folgende Aspekte von Relevanz:

Aktualisierung der deterministischen schutzzielorientierten Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen mit Systembeschreibungen und der PSA

Mit den PSÜ werden jeweils aktuelle Anlagenbeschreibungen und umfassende Sicherheitsanalysen, einschließlich eines PSA-Modells für die Anlagen, entwickelt. Solche Beschreibungen und Analysen liegen für die Anlagen aus den letzten PSÜ (2009) vor.

Die Erfahrungen mit den PSÜ belegen, dass die Erstellung bzw. Aktualisierung der Anlagenbeschreibungen und der Sicherheitsanalysen für die älteren deutschen Kernkraftwerke, die vor 1980 in Betrieb gegangen waren, eine hohe Bedeutung hatten, da bei diesen Anlagen Abweichungen im Vergleich zum später entwickelten kerntechnischen Regelwerk und zu den nach 1980 in Betrieb gegangenen Anlagen, insbesondere den Konvoi-Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 bestanden.

Für die jetzt in Betrieb befindlichen Anlagen wäre bei einer neuen PSÜ eine Prüfung und Aktualisierung der Anlagenbeschreibungen und der Sicherheitsanalysen erforderlich, soweit dies nicht bereits im Rahmen des Aufsichtsverfahrens geschehen ist. Dabei wären insbesondere die seit den letzten Sicherheitsüberprüfungen für diese Anlagen veröffentlichten Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke [4] und zugehörige Interpretationen [5] und der Fachband „Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ mit Stand 2015 [6] zu berücksichtigen.

Erkenntnisse aus zwischenzeitlich durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen für diesen Themenbereich ergeben sich aus den Ergebnissen einer im Rahmen des Aufsichtsverfahrens veranlassten sog. „erweiterten SÜ“ (eSÜ) für GKN II und der PSÜ 2016 für die Anlage KBR. Auf die daraus abgeleiteten Schlussfolgerungen aus Sicht der RSK für die drei Konvoi-Anlagen wird in den Kapiteln 3.3 und 3.4 eingegangen.

Darlegung der Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse und des Notfallschutzkonzeptes

Die Ursachen des Reaktorunfalls in Fukushima-Daiichi und daraus abzuleitende Maßnahmen wurden intensiv in den Aufsichtsverfahren und seitens der RSK diskutiert und bewertet. Daraus resultierten anlagentechnische Verbesserungen zur Vermeidung und Beherrschung schwerer Unfälle. Parallel erfolgte die Einführung der Handbücher für mitigative Notfallmaßnahmen (HMN) in Ergänzung zu den bestehenden Notfallhandbüchern.

Zu dieser Thematik liegt ein seit den letzten PSÜ für die Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 weiterentwickelter Stand vor (bei der KBR PSÜ 2016 konnten zusätzliche Notfallmaßnahmen schon berücksichtigt werden), der zu Änderungen in den Anlagen geführt hat, siehe [7] und [8]. Neue Anforderungen haben sich seit den

Überprüfungen im Nachgang zu Fukushima nicht ergeben. Daher sieht die RSK im Hinblick auf den geplanten Weiterbetrieb der Anlagen bis zum 15. April 2023 hier keinen weiteren Prüf- oder Handlungsbedarf.

Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung

Dieser Aspekt unterliegt vor allem der routinemäßigen Aufsicht durch die jeweiligen Länderbehörden. In den PSÜ wird darüber hinaus eine Gesamtschau präsentiert, die im Wesentlichen eine Zusammenfassung der jährlichen Berichte ist, die gemäß den jeweiligen Genehmigungsaufgaben vorzulegen sind.

Die RSK sieht im Hinblick auf den geplanten Weiterbetrieb der Anlagen bis zum 15. April 2023 hier keinen weiteren Prüf- oder Handlungsbedarf. Schlussfolgerungen der RSK im Hinblick auf die Betriebsführung und Managementaspekte finden sich im Kapitel 5.

3.2 Erfahrungen mit Periodischen Sicherheitsüberprüfungen

Aus einer PSÜ können Hinweise zu Maßnahmen, die zu einer weiteren Erhöhung der Sicherheit führen können, gewonnen werden. Diesbezüglich haben sich aus den in den letzten 30 Jahren durchgeführten PSÜ die folgenden übergeordneten Erfahrungen ergeben:

- Die ersten PSÜ wurden um ca. 1990 für ältere Anlagen durchgeführt, die vor der Weiterentwicklung des Sicherheitskonzeptes für die Vorkonvoi- und Konvoi-Anlagen errichtet worden waren. In den PSÜ wurde demzufolge ein Abgleich mit dem zwischenzeitlich weiterentwickelten Stand der sicherheitstechnischen Auslegung durchgeführt. Dies resultierte bei den „Altanlagen“ in umfangreichen Nachrüstempfehlungen. Als Beispiele sind zu nennen: 49 Auflagen zur sicherheitstechnischen Nachrüstung im Kernkraftwerk Biblis A (KWB-A), ca. 200 Empfehlungen für Sicherheitsverbesserungen im Kernkraftwerk Unterweser (KKU).
- Ein wesentliches Element der PSÜ war die Entwicklung von PSA-Modellen für alle Anlagen, einschließlich PSA für innere und äußere Einwirkungen.
- Die PSÜ für die Vorkonvoi- und Konvoi-Anlagen haben keinen entsprechenden Nachrüstbedarf ergeben, da sich die grundsätzlichen sicherheitstechnischen Anforderungen seit deren Inbetriebnahme nicht geändert hatten. Mit den PSÜ wurde die Dokumentation und Nachweislage aktualisiert und verbessert und es wurden Maßnahmen zur weiteren Erhöhung der Sicherheit abgeleitet. So wurden aus der KBR PSÜ 2016 zwei Maßnahmen vom Betreiber und neun Maßnahmen von den Sachverständigen abgeleitet, die weitgehend Anpassungen im Betriebsreglement betrafen.

3.3 Übertragbarkeit von Ergebnissen aus der Periodischen Sicherheitsüberprüfung KBR 2016

Die Ergebnisse der KBR PSÜ 2016 werden in [2] dahingehend bewertet, ob aus der – im Vergleich zu den PSÜ für GKN II, KKE und KKI 2 – neueren KBR-Analyse zusätzliche Erkenntnisse zu sicherheitsrelevanten Aspekten resultieren, die Anlass zu Empfehlungen für die drei Anlagen geben können. Hierbei werden Empfehlungen dann abgeleitet, wenn sich sicherheitsrelevante Schlussfolgerungen originär aus der KBR PSÜ 2016 ergeben. Für Sachverhalte, die zwar in der KBR PSÜ 2016 behandelt werden, aber auf anlagenspezifische Erkenntnisse aus dem Aufsichtsverfahren oder auf Prozesse zurückgehen, die auch in anderen Anlagen implementiert sind (z. B. GRS WLN, RSK-Empfehlungen, anlagenübergreifende Aktivitäten des Verbandes der Betreiber (VGB)), werden in [2] keine Empfehlungen abgeleitet, da davon ausgegangen wird, dass entsprechende Überprüfungen in den Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 ebenfalls stattgefunden haben.

3.3.1 KBR Sicherheitsstatusanalyse (SSA)

Die KBR SSA 2016 beinhaltet die Abschnitte „schutzzielorientierte Analyse“, „sicherheitsrelevante Einzelthemen“, „Störfallberechnungen“ und „Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung“.

In [2] wird dargestellt, dass die im Rahmen der PSÜ vorgelegten schutzzielorientierten Analysen (SZA) einer in den 1990er und 2000er Jahren für die DWR-1300-Anlagen konzipierten Darstellung folgen. Entsprechend sind die in [2] für die Anlagen KBR, GKN II, KKE und KKI 2 ausgewerteten schutzzielorientierten Analysen weitgehend identisch aufgebaut. Ebenso sind Ausführungen zu einzelnen Sachverhalten zum Teil wortgleich formuliert.

Im Rahmen der SZA werden zunächst die Ereignisse, die unter Berücksichtigung der Anlagenkonzeption typischer DWR zu betrachten sind, zusammengestellt. Hierbei werden in der KBR SZA 2016 als Änderung gegenüber der KBR SZA 2006 die Ereignislisten der SiAnf herangezogen und die verschiedenen Anlagenbetriebszustände gemäß den SiAnf Betriebsphasen A bis F berücksichtigt.

Für die Ereignisse erfolgt ein Screening, inwieweit im Weiteren eine vertiefte Betrachtung erforderlich ist. Entsprechend der Konzeption der SZA wird nicht jedes einzelne in Erwägung zu ziehende Ereignis vertieft behandelt, da einige Ereignisabläufe hinsichtlich betrieblich und sicherheitstechnisch bedeutsamer Belastungen und Anforderungen sowie hinsichtlich anlageninterner und auch radiologischer Auswirkungen als repräsentativ oder abdeckend für andere eingestuft werden.

Für die hierbei abgeleiteten anforderungsbestimmenden Anlagentransienten werden jeweils die ereignisspezifischen Anforderungen an Sicherheitsfunktionen und die erforderlichen Systemfunktionen zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen bestimmt. Hierbei wird zur Einstufung der Sicherheits-/Systemfunktionen berücksichtigt, ob diese

- notwendig oder nur günstig sind und
- kurzfristig, langfristig oder sehr langfristig verfügbar sein müssen,

um Kerngefährdungszustände zu verhindern oder die Störfallplanungswerte einzuhalten.

Sodann werden die Anforderungen, die zur Störfallbeherrschung von den aktiven Sicherheitsfunktionen und den zugeordneten Systemfunktionen erfüllt werden müssen (notwendige Funktionen), näher betrachtet. Davon ausgehend werden die Anforderungen an die Sicherheitssysteme und Systeme mit sicherheitstechnischer Bedeutung hinsichtlich der von ihnen zu erfüllenden Systemfunktionen und ihrer Ausführung (Aufbau, Anordnung, festigkeitsmäßige Auslegung) behandelt. Dabei wird das Vorhandensein einer ausreichenden Mindestwirksamkeit und Zuverlässigkeit der Systemfunktionen auch unter Berücksichtigung von Störfallbedingungen bewertet. Es wird beschrieben, welche Merkmale der Systeme wesentlich sind zur Sicherstellung der – insbesondere zur Störfallbeherrschung notwendigen – Systemfunktionen und welche Versorgungsfunktionen für die sicherheitstechnisch relevanten Systemfunktionen benötigt werden. Für die sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke wird angegeben, welche Anforderungen an die Bauwerksfunktion aus Störfällen (Sicherheitsebene 3) resultieren.

Als Konsequenz aus der Beibehaltung der Konzeption der SZA und des Sicherheitskonzepts der Anlage KBR zur Beherrschung von Störfällen – es wurden keine wesentlichen Änderungen an Sicherheitseinrichtungen und an weiteren wesentlichen sicherheitsrelevanten Einrichtungen sowie baulichen Anlagen durchgeführt – stimmen die Darstellungen im Rahmen KBR SZA der Jahre 2006 und 2016 gemäß [2] in weiten Teilen überein.

Im Hinblick auf wesentliche Änderungen an der KBR SZA 2016 (gegenüber der SZA 2006) wird in [2] festgestellt, dass die Berücksichtigung der Ereignislisten der SiAnf dazu geführt habe, dass das Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr infolge Kühlmittelverlust bei 3/4-Loop-Betrieb“ zusätzlich in die Liste der anforderungsbestimmenden Anlagentransienten aufgenommen worden ist. Anforderungen an zusätzliche Systemfunktionen ergeben sich daraus nicht. Seit der SZA 2006 sind im KBR eine Störungsmeldung Klasse 1 „Nachkühlung gestört“ sowie neue Prozeduren im Betriebshandbuch (BHB) zur verbesserten Beherrschung eines unterstellten Ausfalls der Nachwärmeabfuhr im Nichtleistungsbetrieb ergänzt worden. Diese Maßnahmen sind unabhängig von der PSÜ 2016 im Rahmen eines einheitlichen VGB-Konzepts konzipiert und nach Darstellung des VGB auch in den anderen DWR-Anlagen umgesetzt worden (siehe z. B. [9]). Folglich ergibt sich aus der KBR PSÜ 2016 gemäß [2] kein Bedarf für weitergehende Prüfungen und keine Empfehlungen für organisatorische oder technische Maßnahmen.

Bei den „sehr seltenen Ereignissen“ werden in der KBR SSA 2016 verschiedene auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe und die im KBR vorhandenen Notfallmaßnahmen beschrieben. Hierbei wird neben schon seit vielen Jahren in den Notfallhandbüchern (NHB) der DWR-Anlagen enthaltenen Maßnahmen auch auf Abläufe und Maßnahmen, die nach dem Reaktorunfall von Fukushima nach 2011 neu betrachtet und implementiert wurden, eingegangen. Die Ableitung und Implementierung der Post-Fukushima-Maßnahmen erfolgte anlagenübergreifend im Rahmen eines im VGB abgestimmten Prozesses und wurde durch die Aufsichtsbehörden, die GRS und die RSK begleitet. Die Maßnahmen sind gemäß [7] anlagenspezifisch umgesetzt. Somit ergibt sich gemäß [2] kein sicherheitstechnisch neuer Stand, der originär auf die KBR PSÜ 2016 zurückgeht. Ein hieraus resultierender Bedarf für zusätzliche Maßnahmen in den Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 wird in [2] nicht gesehen.

Im Hinblick auf die beiden von KBR im Rahmen der SSA 2016 ausgewiesenen offene Punkte wird in [2] ausgeführt, dass geprüft werden sollte, ob sich durch entsprechende Ergänzungen in den schriftlichen

betrieblichen Regelungen von GKN II, KKE und KKI 2 eine sicherheitstechnische Verbesserung realisieren lässt. Die offenen Punkte betreffen zwei Ergänzungen des BHB (Setzen eines Verschlussstopfens in der Sumpfsaugleitung bei Öffnung des Nachkühlsystems im Ringraum, Querverweise in BHB-Kapiteln zur Zulässigkeit des Abhebens der Betonriegel oberhalb der Reaktorgrube, siehe Anhang 1 der vorliegenden Stellungnahme).

Gemäß [2] ergeben sich aus der Darstellung zu den sog. sicherheitsrelevanten Einzelthemen im Rahmen der KBR SSA 2016 keine Hinweise auf zusätzlich zu betrachtende sicherheitsrelevante Aspekte, die originär auf die PSÜ 2016 zurückgehen. Die vom Gutachter diesbezüglich ausgesprochenen Empfehlungen betreffen die Änderungen von einzelnen BHB/NHB-Passagen im Zusammenhang mit einer optimierten Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen mit Isoliermaterialfreisetzung. Dazu wird in [2] argumentiert, dass auch für die Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 im Rahmen der jeweiligen Aufsichtsverfahren Änderungen an den Anlagen und den schriftlichen betrieblichen Regelungen erfolgten. Folglich werden in [2] keine Empfehlungen abgeleitet.

Im Hinblick auf die für KBR relevanten Störfallanalysen wurde gemäß [2] im Rahmen der KBR SSA 2016 überprüft, ob seit Erstellung der Analysen im Rahmen der Errichtungs- und Betriebsgenehmigungen oder im Rahmen von Genehmigungs- und Änderungsanträgen neue Erkenntnisse gewonnen wurden, die die Gültigkeit der vorhandenen Nachweise in Frage stellen. Von drei neu erstellten Analysen abgesehen, ergab die Überprüfung und Bewertung der Nachweise keine Hinweise auf neue Erkenntnisse, die die Gültigkeit der vorhandenen Berechnungsergebnisse in Frage stellen. Empfehlungen werden in [2] aus den neu erstellten Analysen nicht abgeleitet.

Die Darlegungen zu Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung im Rahmen der KBR SSA 2016 haben in großen Teilen einen anlagenspezifischen Charakter, so dass sich gemäß [2] keine Empfehlungen für organisatorische oder technische Maßnahmen ableiten.

Zu im KBR aufgetretenen meldepflichtigen Ereignissen, die Anlass geben können für weitergehende Prüfungen und/oder Empfehlungen für organisatorische oder technische Maßnahmen in anderen Anlagen, wird in [2] argumentiert, dass diese im Zuge der von der Störfallmeldestelle beim BASE, der GRS, dem BMUV und der RSK kontinuierlich vorgenommenen sicherheitstechnischen Bewertung von meldepflichtigen Ereignissen erfasst werden. Vor dem Hintergrund der etablierten Prozesse zur Ereignisbewertung werden in [2] keine Empfehlungen für organisatorische oder technische Maßnahmen abgeleitet.

Zusammenfassend ergibt sich aus der in [2] vorgenommenen Auswertung der KBR SSA 2016 für die Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 lediglich ein Prüfbedarf im Hinblick auf BHB-Ergänzungen, die auf zwei offene Punkte zurückgehen (Setzen eines Verschlussstopfens in der Sumpfsaugleitung bei Öffnung des Nachkühlsystems im Ringraum, Querverweise in BHB-Kapiteln zur Zulässigkeit des Abhebens der Betonriegel oberhalb der Reaktorgrube). Ein aus der KBR SSA 2016 ableitbarer Bedarf für technische Nachrüstungen ist auf Basis der Darlegungen in [2] nicht erkennbar. Die RSK schließt sich diesen Schlussfolgerungen aus [2] an, siehe Kapitel 8, sowie Anhang 1.

3.3.2 KBR Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)

Zur KBR PSA 2016 wird in [2] dargestellt, dass diese entsprechend den Anforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik zum Zeitpunkt 2014 durchgeführt wurde. Grundlage für die KBR PSA 2016 stellten die Leitlinien des Facharbeitskreises PSA [10], [11] und [12] (Methodenband für die PSA und zugehörige Fachbände) dar. Die PSA von GKN II, KKE und KKI 2 aus 2009 wurden entsprechend den Anforderungen aus [10] und [11] durchgeführt. Die vollständige Fassung des Ergänzungsbandes zu Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke wurde im Jahr 2016 veröffentlicht [6]. Gemäß [2] ist nicht umfassend betrachtet worden, inwieweit die KBR PSA 2016 den heutigen Stand von Wissenschaft und Technik abdeckt.

Die Stufe 1 PSA der KBR PSÜ für anlageninterne Ereignisse (Leistungsbetrieb) wird in [2] hinsichtlich des nach dem seinerzeit geltenden Regelwerk geforderten Umfangs, der wesentlichen methodischen Unterschiede und generischen Daten (Zuverlässigkeitskenngrößen) gegenüber den PSA von GKN II, KKE und KKI 2 aus dem Jahr 2009 ausgewertet. Hierbei werden die Aspekte Auslösende Ereignisse, Ermittlung von Wirksamkeitsbedingungen, Systemanalyse, Zuverlässigkeitskenngrößen und Ergebnisdarstellung verglichen. Die Auswertung zeigt eine weitgehende methodische Übereinstimmung zwischen den verschiedenen PSA. Unterschiede zeigen sich unter anderem hinsichtlich der Anzahl der bewerteten Notfallmaßnahmen. In der KBR PSA 2016 wurden deutlich mehr Notfallmaßnahmen bewertet als in den PSA für GKN II, KKE und KKI 2.¹

Hinsichtlich der verwendeten Zuverlässigkeitskenngrößen wird in [2] festgestellt, dass sich mit Bezug auf die Ermittlung von Daten für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) und auf dem Gebiet der Bewertung der Handmaßnahmen zwischen 2009 und 2016 Weiterentwicklungen ergeben haben, die in der KBR-PSA bereits teilweise berücksichtigt werden konnten.

Für die Stufe 1 PSA für den Nichtleistungsbetrieb zeigt die in [2] vorgenommene vergleichende Auswertung, dass kein relevanter Unterschied zwischen diesen PSA vorliegt. Einzig Brandereignisse im Nichtleistungsbetrieb wurden in die PSA aus 2009 von GKN II und KKE nicht einbezogen, während in den PSA von KKI 2 und KBR eine geringe Zahl von Brandereignissen bei NLB qualitativ betrachtet wurde. Hierbei kam man zu dem Ergebnis, dass Brände im NLB keinen nennenswerten Beitrag zur Gesamthäufigkeit von Schadenszuständen liefern.

Die Auswertung der PSA zu übergreifenden Einwirkungen ergibt gemäß [2], dass in allen PSA der „anlageninterne Brand“ und die „anlageninterne Überflutung“ im Leistungsbetrieb detailliert probabilistisch untersucht wurden.

In Bezug auf PSA für Einwirkungen von außen (EVA) wird in [2] festgestellt, dass in allen drei Anlagen in der PSA, soweit erforderlich, ein standortspezifisches, gestaffeltes Vorgehen nach [10] erfolgte. Damit wurden standortspezifisch entweder nur grobe, qualitative bzw. quantitative Analysen oder, für Einwirkungen mit einer standortspezifisch nicht zu vernachlässigenden Risikorelevanz, probabilistische Detailanalysen (EVA-PSA) für den Leistungsbetrieb durchgeführt. Aufgrund der standortspezifischen Unterschiede ist hier gemäß [2] eine direkte Vergleichbarkeit der einzelnen EVA-PSA nicht gegeben.

¹ Eine umfangreichere Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen führt zu tendenziell günstigeren PSA Ergebnissen.

Insgesamt wird in [2] kein Anlass für weitergehende Prüfungen oder für Empfehlungen zu organisatorischen oder technischen Maßnahmen im Rahmen des geplanten Weiterbetriebs bis zum 15. April 2023 gesehen. Die RSK schließt sich diesen Schlussfolgerungen aus [2] an.

3.4 Übertragbarkeit von Ergebnissen aus der erweiterten Sicherheitsüberprüfung GKN II

Für die Anlage GKN II musste aufgrund der Laufzeitbeschränkung von 2011 gemäß § 19a des Atomgesetzes keine periodische Sicherheitsüberprüfung mehr erfolgen. Wie in [2] dargestellt ist, wird die erweiterte Sicherheitsüberprüfung (eSÜ) von der Aufsichtsbehörde als geeigneter Weg angesehen, um die Anlagensicherheit im Rahmen des Aufsichtsverfahrens anhand des aktuellen regulatorischen Maßstabs zu überprüfen.

Inhaltlicher Schwerpunkt der eSÜ ist der Nachweis, dass die Ereignisse, die einem anlagenspezifischen abdeckenden Spektrum von Störfällen angehören, wirksam und zuverlässig beherrscht werden. Den Bewertungsmaßstab der eSÜ bilden die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (SiAnf) [4] und die zugehörigen Interpretationen [5], ergänzt um weitere Regelwerksanforderungen (im Wesentlichen KTA-Regeln) und verschiedene RSK-Stellungnahmen und -Empfehlungen.

Die eSÜ folgt einer etwas anderen Methodik als die in Abschnitt 3.3.1 diskutierte schutzzielorientierte Analyse im Rahmen der PSÜ. Während bei der schutzzielorientierten Analyse beispielsweise alle in der Anlage vorhandenen sicherheitsrelevanten Einrichtungen (mit Ausnahme von Notfallmaßnahmen) für die Störfallbeherrschung kreditiert werden können, ist dies bei dem in der eSÜ gewählten Ansatz nur dann der Fall, wenn diese bestimmten ergänzenden Anforderungen genügen (siehe z. B. [15]).

Mit Stand September 2022 sind gemäß [2] für die Anlage GKN II im Rahmen der eSÜ Störfallanalysen für 21 Ereignisse aus der „Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb DWR“ der SiAnf [4] eingereicht worden. Des Weiteren sind für alle elf Ereignisse aus der „Ereignisliste Brennelement-Lagerbecken DWR und SWR“ der SiAnf [4] Nachweise eingereicht worden.

Für die im Rahmen der eSÜ betrachteten Ereignisse ist die Beherrschung auf Basis der Anforderungen in den SiAnf aufgezeigt worden (vorbehaltlich der Erfüllung von ggf. noch bestehenden Forderungen der Gutachter). In einigen Fällen sind als abgeleitete Maßnahmen Ergänzungen des BHB oder des „Nachweisstandes für sicherheitstechnische Parameter“ erfolgt, um die Konformität der Nachweise mit den Anforderungen der SiAnf zu gewährleisten und die Randbedingungen der Störfallanalysen im „Nachweisstand“ zu verankern.

Aus den aktualisierten Nachweisführungen hat sich gemäß [2] kein Bedarf für Nachrüstungen der Anlage GKN II ergeben. Komponentenseitig werden lediglich neue „leichte“ Stopfen für die Beckenkühlleitungen bereitgestellt, um unterstellte Lecks an den Beckenkühlleitungen innerhalb der verfügbaren Karennzeiten auch unter Notstrombedingungen abdichten zu können.

In [2] wird weiter ausgeführt, dass die Nachweise in einzelnen Fällen nicht vollumfänglich allen Anforderungen der SiAnf genügen. Die entsprechenden Konstellationen seien für die betroffenen Ereignisse jedoch im Einzelnen bewertet worden. Gemäß [2] hat die Gesamtschau der Ausfallannahmen, die erforderlich sind, damit

unzulässige oder von der bestehenden Nachweisführung nicht abgedeckte Zustände eintreten können, kein sicherheitstechnisch relevantes Verbesserungspotenzial durch etwaige hardwareseitige Anlagenänderungen erkennen lassen.

Insgesamt bestätigen die bisherigen Ergebnisse der eSÜ nach Darstellung in [16] und [2] eine auch nach dem aktuell gültigen Regelwerk anforderungsgerechte Auslegung der Anlage GKN II.

Im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf die Anlagen KKE und KKI 2 ist zu beachten, dass den im Rahmen der eSÜ vorgenommenen Bewertungen zur Beherrschung der betrachteten einzelnen Ereignisse der Sicherheits-ebene 3 die konkreten Verfügbarkeitsregelungen in den BHB-Kapiteln 2-1.3 und 2-1.4 aus GKN II zu Grunde liegen. Sofern hier relevante Unterschiede zwischen den Regelungen in den einzelnen Anlagen bestehen, kann sich dies auf die Bestätigung der Ereignisbeherrschung unter den Randbedingungen der SiAnf auswirken, vorrangig im Hinblick auf die Anwendung des Einzelfehlerkonzepts. Eine diesbezügliche Prüfung war im Rahmen der Stellungnahme [2] nicht vorgesehen. Daher sind in [2] nur allgemeine Aussagen zum Detaillierungsgrad der BHB-Kapitel 2-1.3 und 2-1.4 der Anlagen KKE, KKI 2 und GKN II erfolgt. Eine Übertragung von eSÜ-Bewertungen über die in Anhang 2 dargestellten Empfehlungen hinaus, dergestalt, dass bei den einzelnen Nachweisen zur Ereignisbeherrschung die Anforderungen der SiAnf und weiterer Bewertungsmaßstäbe eingehalten werden, ist ohne eine detaillierte anlagenspezifische Prüfung und damit im verbleibenden Zeitrahmen nicht möglich.

Für den Großteil der BHB-Ergänzungen bzw. -Änderungen, die im Rahmen der eSÜ erfolgt sind, wird in [2] die Übertragbarkeit auf KKE und KKI 2 als gegeben angesehen. Zudem wird in [2] eine Empfehlung abgeleitet, die sich aus einem Vergleich von BHB-Teilen der Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 ergeben hat (siehe Nr. 4 im Anhang 2). Für den geplanten Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023 schließt sich die RSK diesen Bewertungen und Empfehlungen an, wobei nur die Empfehlungen aus [2] in den Anhang 2 übernommen wurden, deren Umsetzung rechtzeitig im verbleibenden Zeitrahmen machbar erscheint. Die RSK hat unabhängig vom Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023 auch Empfehlungen aus [2] aufgenommen, die für den Nichtleistungsbetriebszustand und die Lagerung der BE im BE-Lagerbecken von Bedeutung sind.

4 Anlagenspezifische Besonderheiten und deren Übertragbarkeit

4.1 Dampferzeuger Heizrohrkorrosion im GKN II

In der Anlage GKN II wurden ab 2017 im Zuge der regelmäßigen zerstörungsfreien Prüfungen Wanddickenschwächungen mit unterschiedlicher Schadenscharakteristik an den Heizrohren der Dampferzeuger festgestellt. Dabei handelte es sich zum einen um von der Sekundärseite ausgehende, volumetrische Wanddickenschwächungen, die erstmals in 2017 festgestellt wurden. In 2018 wurden alle Dampferzeuger-Heizrohre erneut einer Prüfung unterzogen, dabei wurden auch von der Sekundärseite ausgehende lineare, in Umfangsrichtung orientierte rissartige Wanddickenschwächungen sowie weitere volumetrische Anzeigen festgestellt. Weitere entsprechende Befunde gab es auch in 2019 sowie in geringerer Zahl und Ausprägung in den Jahren 2020 bis 2022. In keinem Fall traten wanddurchdringende Materialschwächungen auf. Rohre mit volumetrischen Befunden wurden ab einer festgelegten Anzeigentiefe mit Walzstopfen, Rohre mit rissartigen Befunden immer mit Füll- und Walzstopfen verschlossen.

Als Ursache für die Schädigungen wurden ungünstige sekundärseitige wasserchemische Bedingungen ermittelt, die zum Eintrag korrosiv wirkender ionaler Verunreinigungen in den Rohrbodenbereich der Dampferzeuger geführt hatten.

Zu diesen Befunden hat die RSK in ihrer 512. Sitzung am 22./23.10.2019 eine Stellungnahme [18] abgegeben, die insgesamt neun Empfehlungen zur Sicherstellung der Integrität der Dampferzeuger-Heizrohre enthält.

Mit der Befundsituation zu den Dampferzeuger-Heizrohren, den wasserchemischen Bedingungen und den Nachweisen zum Nachweis der Zulässigkeit des Vorgehens in der Anlage GKN II hat sich der RSK-Ausschuss DRUCKFÜHRENDE KOMPONENTEN UND WERKSTOFFE (DKW) in den letzten Jahren kontinuierlich befasst, zuletzt in seiner 191. Sitzung am 05.10.2022, in der der Betreiber die Analysen zur Wasserchemie und die Befunde in der Revision 2022 und deren sicherheitstechnische Bewertung vorstellte. Es wurde deutlich, dass weiterhin rissartige Befunde in den Dampferzeuger-Heizrohren festgestellt werden. Aufgrund der jeweils geringen Rissfläche besteht aber ein großer Abstand bis zu den bruchmechanisch ermittelten Grenzen, ab denen ein Versagen eines Heizrohres unterstellt werden muss. Die Analysen der sekundärseitigen Wasserchemie zeigen, dass kein weiterer Eintrag korrosiv wirkender Verunreinigungen in die Dampferzeuger-Sekundärseite erfolgt. Vor diesem Hintergrund kam der Ausschuss in seiner Diskussion zu dem Ergebnis, dass die bisherigen Befunde einem Betrieb der Anlage GKN II bis 15. April 2023 nicht entgegenstehen. Dies setzt voraus, dass im Aufsichtsverfahren die wasserchemischen Bedingungen und die Nachweise, die bislang nur für einen Betrieb bis zum Ende des Jahres 2022 bewertet wurden, auch für einen Betrieb im kommenden Jahr einschließlich eines Stillstands mit Brennelementwechsel positiv bewertet werden. Die RSK schließt sich den Aussagen des RSK-Ausschusses DKW an.

Übertragbarkeit auf andere Anlagen:

Das in GKN II beobachtete Schadensbild ist bei den anderen noch in Betrieb befindlichen Anlagen nur in KKE, dort allerdings in sehr geringem Maße, aufgetreten.

KKE hatte entsprechend den Empfehlungen der GRS-Weiterleitungsnachricht WLN 06/2018, die durch die Schäden in GKN II initiiert wurde, Prüfungen an den Dampferzeugern auf das Jahr 2019 vorgezogen. Drei Dampferzeuger waren befundfrei, an einem Dampferzeuger wurden zwei Heizrohre vorsorglich wegen Befunden verschlossen. Die letzten Wirbelstromprüfungen wurden in 2020 durchgeführt. Dabei wurde nur noch ein rissartiger Befund festgestellt. Die Bewertung der Gesamtsituation im KKE, d. h. der Prüfergebnisse für die Heizrohre mit Bewertung der Spalttiefenveränderungen und die Bewertung der Wasserchemie ergab, dass keine Hinweise auf einen weiterhin wirkenden aktiven Korrosionsmechanismus vorliegen. Daher wurden Sonderprüfungen in 2021 und 2022 für nicht mehr erforderlich angesehen.

Die RSK sieht vor diesem Hintergrund keinen weiteren Handlungsbedarf für den geplanten Weiterbetrieb der Anlagen KKE und KKI 2 bis zum 15. April 2023 im Hinblick auf dieses Thema.

4.2 Korrosionsbefunde in französischen Kernkraftwerken

Im Rahmen des internationalen Erfahrungsaustauschs wurden die GRS und die RSK über die Befunde an Primärkreisanschlussleitungen der französischen DWR-Anlagen informiert. Der RSK-Ausschuss DKW hat sich wiederholt, zuletzt in seiner 191. Sitzung am 05.10.2022, mit den derzeitigen Erkenntnissen und deren Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen befasst.

Im Ergebnis ist festzustellen, dass

- die systemtechnischen Bedingungen sich wesentlich unterscheiden, insbesondere sind die potentiell betroffenen Rohrleitungsbereiche in deutschen Anlagen wesentlich kürzer als in den französischen Anlagen und sie weisen im nicht absperrbaren Bereich nur zwei Schweißnähte auf, während in französischen Anlagen in diesem Bereich 13 Schweißnähte vorhanden sind.
- signifikante Unterschiede der Schweißnahtausführung und Prüfbarkeit dieser Schweißnähte bestehen. Im Gegensatz zu den französischen Anlagen sind die Schweißnähte in deutschen Anlagen innen beschliffen und uneingeschränkt prüfbar.
- bislang in deutschen Anlagen keine Fehlerbefunde infolge Spannungsrisskorrosion in den Anschlussleitungen des Not- und Nachkühlsystems vorgefunden wurden.
- die Rohrleitungen im Zusammenhang mit der Ermüdungsüberwachung entsprechend instrumentiert sind und daraus ableitbar ist, dass keine Bedingungen, z. B. Temperaturschichtungen oder thermische Wechselbelastungen vorliegen, die zu aktiven Fehlermechanismen führen.

Aus Sicht der RSK sind deshalb vergleichbare Befunde an diesen Rohrleitungsbereichen in deutschen Anlagen nicht zu besorgen und Maßnahmen über das bisherige Wiederkehrende Prüfprogramm hinaus nicht erforderlich.

4.3 Auswirkungen eines Netzausfalls auf den Anlagenbetrieb

Angesichts der Ergebnisse der Sonderanalyse Winter 2022/2023 der Übertragungsnetzbetreiber wird die Frage der Eigenbedarfsversorgung von Kernkraftwerken nach einem Netzausfall aufgeworfen.

Grundsätzlich ist festzustellen, dass die deutschen KKW für einen Ausfall des Übertragungsnetzes ausgelegt sind. Im Falle eines Netzausfalls kommt es auslegungsgemäß zu einer Trennung der Anlage vom Übertragungsnetz und die Anlage geht durch einen Lastabwurf auf Eigenbedarf in den sogenannten Inselbetrieb über. Scheitert der Lastabwurf auf Eigenbedarf, kommt es zum Eintritt eines Notstromfalls, d. h. die Anlage wird automatisch abgeschaltet und nachfolgend die Spannungsversorgung durch die Notstromdiesel gewährleistet. Im Rahmen der Post-Fukushima-Robustheitsüberprüfungen der RSK konnte gezeigt werden, dass von den deutschen Anlagen auch ein langfristiger Netzausfall beherrscht wird. Darüber hinaus ist zwischen den Kraftwerks- und den Netzbetreibern vereinbart, dass Kernkraftwerke bei Netzurückschaltungen prioritär versorgt werden, um eine Wiederherstellung der Eigenbedarfsversorgung über das Netz zu ermöglichen.

Letztmalig wurde diese Thematik in den Beratungen des RSK-Ausschusses ELEKTRISCHE EINRICHTUNGEN (EE) auf der 264. Sitzung am 24.04.2018 [19] mit den Netzbetreibern erörtert.

Allen drei Anlagen sind schwarzstartfähige Kraftwerke zugeordnet, die im Falle eines Netzausfalls die Kernkraftwerke mit der erforderlichen Eigenbedarfsleistung versorgen können.

5 Betriebsführungs- und Managementaspekte

5.1 Personalsituation einschließlich externer Unterstützung

Die bisherige Gesetzeslage sieht vor, dass die Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 zum 31.12.2022 dauerhaft vom Netz gehen. Die Betreiber haben ihre Planungen in den Kraftwerken entsprechend abgeschlossen und sich auf die Stilllegung entsprechend vorbereitet. Nach Ende des Leistungsbetriebs werden die Anlagen in den Nachkühlbetrieb abgefahren, der Reaktordruckbehälter (RDB) geöffnet und die BE aus dem RDB in das BE-Lagerbecken verbracht. Dieser Vorgang entspricht dem eines BE-Wechsels. Im Gegensatz zu einer Revision würden parallel zu dieser letzten Kernentladung jedoch keine umfangreichen Instandhaltungstätigkeiten mit hohem Personalaufwand im Reaktorbereich durchgeführt.

Die Betreiber haben bereits seit längerem die Einleitung der Stilllegung, u. a. durch Erstellung von Arbeitsplänen, Überführung von Systemen in die Stillsetzung, Anpassung von Betriebsvorschriften und Reduzierung des Personals etc. geplant.

Der kurzfristig geplante Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023 resultiert in besonderen Herausforderungen für die Betriebsmannschaften, da dann innerhalb weniger Wochen ein zusätzlicher Brennelementwechsel sowie im Fall des KKI 2 ein Kurzstillstand zur Reparatur der Vorsteuerventile am Druckhalter zunächst zu planen und anschließend umzusetzen ist bzw. war. Diese bislang nicht geplanten Tätigkeiten erfordern, dass, in Abweichung zu einer herkömmlichen Revision, diese Maßnahmen in sehr kurzer Zeit (Arbeitsplanung, Beschaffung des Fremdpersonals, Ersatzteilbeschaffung etc.) geplant und abgewickelt werden müssen.

Bei einer Fortführung des Leistungsbetriebs bis zum 15. April 2023 ist es demzufolge erforderlich, dass das hierfür erforderliche Fachpersonal für die Abwicklung der zusätzlichen Tätigkeiten und den sicheren Betrieb der Anlagen zur Verfügung steht. Insbesondere sind die Verfügbarkeit der verantwortlichen Personen und die Besetzung der Leitwarten sicherzustellen.

Da verantwortliches und sonstiges Fachpersonal auch nach dem Abschalten der Anlagen für einen längeren Zeitraum zur Überwachung der Brennelementkühlung erforderlich ist, geht die RSK davon aus, dass für einen überschaubaren Zeitraum bis zum 15. April 2023 die notwendige Personalgestaltung, ggf. mittels Verschiebungen von Vorruhestandsvereinbarungen, erfüllt werden kann. Die Anforderungen der Sicherheitspezifikation und der Fachkunderichtlinien etc. sind einzuhalten.

Die aktuelle Situation führt jedoch neben der Aufrechterhaltung der weiteren Betriebsführung zu einer zusätzlichen Belastung des Betriebspersonals (Eigen- und Fremdpersonal). Das erfordert eine entsprechende Aufmerksamkeit des Führungspersonals im Hinblick auf Beaufsichtigung, Motivierung und Arbeitsqualität. Ggf. sind besondere Maßnahmen zur Sicherstellung der Motivation und Arbeitsqualität erforderlich.

Nach Einschätzung der RSK wurde diese Situation in den Anlagen durch den langwierigen Entscheidungsprozess über die Art der Fortführung des Betriebs zusätzlich erschwert. Die RSK empfiehlt vor diesem Hintergrund, dass die Aufsichtsbehörden ein besonderes Augenmerk auf die Aspekte Personalkapazität und Sicherheitskultur legen.

Die RSK weist alle maßgeblichen Entscheidungsträger darüber hinaus darauf hin, dass kurzfristige bzw. teilweise diametral voneinander abweichende Entscheidungen zur Verlängerung der Laufzeit (z. B. Weiterbetrieb KKE ja/nein) einen negativen Einfluss auf die sicherheitstechnischen Randbedingungen zum Betrieb der deutschen Kernkraftwerke haben können. Insofern ist diesem Einfluss mit verlässlichen, planbaren und konsistenten Entscheidungen Rechnung zu tragen. Die Kommunikation zu den entsprechenden Entscheidungsprozessen sollte die im Memorandum der RSK [30] formulierten Erwartungen berücksichtigen.

Die RSK empfiehlt des Weiteren, die Vereinbarungen für die Beherrschung von Ereignissen (z. B. Krisenstabunterstützungen durch den Anlagenhersteller, Unterstützungsleistungen durch den Kerntechnischen Hilfsdienst GmbH (KHG)) im Hinblick auf den geplanten Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023 entsprechend anzupassen.

5.2 Organisation und Prozesse

In der Vergangenheit kam es zu einzelnen Ereignissen in deutschen Kernkraftwerken, die auf Koordinations- und Organisationsdefizite zurückzuführen waren, insbesondere hinsichtlich der Koordination von tätigkeits- und abteilungsübergreifenden Aktivitäten sowie bei erforderlichen Entscheidungsfindungen in den Revisionen. Im Zusammenhang mit einem weiteren Ereignis ist festzustellen, dass bestimmte Tätigkeiten an freigeschalteten sicherheitsrelevanten Einrichtungen von den Vorgaben des in der Instandhaltungsordnung geregelten Arbeitserlaubnisverfahrens ausgenommen wurden. Der RSK-Ausschuss REAKTORBETRIEB (RB) hat sich mit diesen Ereignissen befasst und ergänzend zu den seitens der Betreiber abgeleiteten Maßnahmen den betroffenen Betreibern und Aufsichtsbehörden weiterführende Hinweise bezüglich klarer Zuständigkeitsregelungen, Verbesserung der Koordinierung zwischen Fachbereichen sowie Planung und Arbeitsvorbereitung in den Revisionen gegeben. Die RSK erwartet, dass diese Hinweise bei den bis zum 15. April 2023 anstehenden Tätigkeiten berücksichtigt werden.

5.3 Wiederkehrende Prüfungen

Umfang und Periodizität der Wiederkehrenden Prüfungen sind in den jeweiligen Prüfhandbüchern festgelegt. Die Erfüllung der Prüfanforderungen wird im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht unter Beteiligung von Sachverständigen überprüft und dokumentiert. Dadurch wird sichergestellt, dass die Wiederkehrenden Prüfungen entsprechend den Vorgaben der Prüfhandbücher durchgeführt und ggf. unter Berücksichtigung des Abschalttermins vom Betreiber beantragte Modifikationen im Aufsichtsverfahren behandelt werden.

Im Fall von Anpassungen (z. B. Verschiebungen oder Entfall), die evtl. unter Berücksichtigung des Abschalttermins 31.12.2022 vorgenommen wurden, ist für den verlängerten Leistungsbetrieb bis

zum 15. April 2023 im Rahmen des Aufsichtsverfahren zu bewerten, ob diese Modifikationen auch bei diesem späteren Abschalttermin sicherheitstechnisch zulässig und unbedenklich sind.

6 Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik durch jüngere RSK-Beratungen

6.1 Schutzkonzept der deutschen Kernkraftwerke gegen Flugzeugabsturz

Das Bundesumweltministerium hat die Reaktor-Sicherheitskommission am 17.03.2011 im Zusammenhang mit den Ereignissen in der japanischen Anlage Fukushima aufgefordert, einen Anforderungskatalog für eine Sicherheitsüberprüfung der deutschen Kernkraftwerke zu erstellen und die Ergebnisse einer solchen Überprüfung anhand von Kriterien zu bewerten. Gegenstand dieser Sicherheitsüberprüfung war die Bewertung der Robustheit der deutschen Kernkraftwerke gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen.

Die Überprüfung der RSK ergab für die im Jahr 2021 noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke GKN II, KKE, KKI 2, KWG, KBR und KRB II-C, dass für alle Anlagen die Anforderungen aus den Lastannahmen gemäß RSK-Leitlinie (Absturz eines schnellfliegenden Militärflugzeugs vom Typ Phantom) erfüllt werden. Aufgrund des hohen Grundschutzes der noch in Betrieb befindlichen Anlagen hielt die RSK einen Abtrag der Einwirkungen des Absturzes von mittleren und großen Verkehrsflugzeugen für möglich. Für die Bestätigung dieser Annahmen wurden jedoch weitere Nachweise für erforderlich gehalten.

Im Rahmen der darauf aufbauend und unter Begleitung der RSK durchgeführten umfangreichen Untersuchungen und Analysen konnte nachgewiesen werden [20], dass selbst bei einem gezielten Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs auf die im Jahr 2021 noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke die Kühlung der Brennelemente im Reaktor und im BE-Lagerbecken erhalten bleibt, so dass Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus BE-Schäden nicht zu erwarten sind.

Die RSK hat mit ihrer abschließenden Stellungnahme [20] ihre Beratungen zum Flugzeugabsturz in 2021 abgeschlossen und sieht für den geplanten Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023 keinen weiteren Nachweisbedarf.

6.2 Fortschreibungen des Standes von Wissenschaft und Technik im Zusammenhang mit naturbedingten Einwirkungen von außen (EVA)

Im Rahmen der Durchführung des EU Stresstests für Nuklearanlagen (s. u. Abschnitt 7) durch die European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) wurde vom Peer Review Board die Empfehlung abgeleitet, die Standortgefährdung durch naturbedingte Einwirkungen EVA zehnjährlich zu überprüfen [7]. Die PSÜ wurde als geeigneter Rahmen für diese Überprüfungen angesehen. Für die drei Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 ist seit 2009 keine PSÜ mehr durchgeführt worden. Unabhängig davon sind zwischenzeitlich durch die RSK und einzelne Ausschüsse die nachfolgend genannten Überprüfungen zur Standortgefährdung durch naturbedingte EVA erfolgt. Auf dieser Basis werden seitens der RSK keine relevanten Defizite gesehen, die sich im Hinblick auf naturbedingte EVA aufgrund nicht vorgelegter PSÜ ergeben könnten.

6.2.1 Hochwasser und Starkregen

Angesichts der Überflutungsereignisse im Juli 2021 in Rheinland-Pfalz, Nordrhein-Westfalen und den angrenzenden Regionen in Frankreich, Luxemburg und Belgien hat sich der RSK-Ausschuss ANLAGEN-UND SYSTEMTECHNIK (AST) mit der Fragestellung befasst, inwieweit sich aus diesen Ereignissen Folgerungen in Bezug auf die Standorte deutscher Kernkraftwerke bzw. Forschungsreaktoren ergeben [21].

Im Zuge der Post-Fukushima Robustheitsanalysen ist eine Überflutung des Anlagengeländes betrachtet worden (siehe [8]). Die infolge von Starkregen im Juli 2021 aufgetretenen Sturzfluten und Stauungen an Brücken in kleineren Gewässern sind hierbei jedoch nicht berücksichtigt worden.

Zu diesen Themenkomplexen hat der Ausschuss AST daher weitere Beratungen durchgeführt. Dabei ist berichtet worden, dass es speziell im Fall des Ahrhochwassers aufgrund der steilen lokalen Topographie zu sehr ausgeprägten Abflüssen gekommen ist. Bei deutlich flacheren Topographien seien Sturzfluten mit vergleichbaren Erosionen nicht zu erwarten. Vor diesem Hintergrund ist auf Basis einer vorläufigen Betrachtung der verfügbaren topographischen Informationen nur für zwei Anlagenstandorte der Bedarf für eine vertiefte Betrachtung abgeleitet worden (GKN II und KWG).

Zu den beiden Standorten hat der Ausschuss weitere Beratungen mit Vorlage zusätzlicher Analysen durchgeführt. Diese haben keine Gefährdung der Anlagensicherheit durch lokale Starkregenereignisse aufgezeigt. Vor diesem Hintergrund ist seitens des Ausschusses AST kein weiterer Beratungsbedarf im Hinblick auf die Überflutungsereignisse im Juli 2021 abgeleitet worden [21].

6.2.2 Erdbeben

Im Jahr 2013 wurde das sog. „PEGASOS Refinement Project“ (PRP), eine probabilistische Erdbebengefährdungsstudie für die KKW-Standorte in der Schweiz, abgeschlossen. Darauf aufbauend wurden im Jahr 2016 die Erdbebengefährdungsannahmen für die Schweizer KKW durch das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) [23] neu festgelegt. Hierbei ergaben sich zu unterstellende Erdbebenwirkungen, die deutlich stärker sind, als sie bei der ursprünglichen Bemessung der Schweizerischen KKW festgelegt worden waren.

Weiterhin wurden im selben Zeitraum im Bereich der konventionellen Regelwerke neue Gefährdungsannahmen für Deutschland veröffentlicht. Aus den Untersuchungen des GeoForschungsZentrums Potsdam (GFZ) „D-EQHAZ16“ [24] ergaben sich aktualisierte Erkenntnisse zur Erdbebengefährdung im Bereich der deutschen KKW-Standorte für Wiederkehrperioden von bis zu ca. 2.500 Jahren.

Vor dem Hintergrund des durch die genannten Untersuchungen fortentwickelten Standes von Wissenschaft und Technik hat sich der RSK-Ausschuss AST in den Jahren 2018 und 2019 mit der Frage befasst, ob sich aus aktuellen Ergebnissen Konsequenzen bezüglich der Ermittlung der Erdbeben-Bemessungsspektren für die deutschen KKW-Standorte ergeben [25]. Hierbei sind vor dem Hintergrund der Schweizerischen PRP-Ergebnisse insbesondere Verstärkungseffekte, die sich durch die lokalen Bodenverhältnisse ergeben können, in den Blick genommen worden.

Im Rahmen der Beratungen konnte auch auf nach dem Jahr 2011 neu erstellte seismische Gefährdungsanalysen für die drei deutschen KKW-Standorte mit der, relativ gesehen, höchsten Standortgefährdung (absteigend: Philippsburg, Neckarwestheim und Gundremmingen) zurückgegriffen werden. Im Rahmen der aktualisierten Gefährdungsanalysen sind für jeden der drei Standorte Methoden, wie sie auch im Rahmen des PRP eingesetzt wurden, herangezogen worden.

Der RSK-Ausschuss AST kam im Rahmen seiner Beratungen zu dem Schluss, dass die aktuellen Überprüfungen der Erdbebengefährdung für die Standorte Philippsburg, Neckarwestheim und Gundremmingen die ingenieurseismischen Kenngrößen der Bemessungserdbeben bestätigen. Für die weiteren Standorte wird in [25] dargestellt, dass angesichts der dort (sehr) geringen seismischen Grundgefährdung etwaige Verstärkungen durch den lokalen Untergrund zu deutlich geringeren Lasten führen würden, als diese im Rahmen der Auslegung angenommen wurden. Insgesamt ist auf Basis einer Gesamtschau aller vorliegenden Erkenntnisse kein weiterer Beratungsbedarf abgeleitet worden.

6.2.3 Blitzschutz

Entsprechend der RSK-Stellungnahme „Einschätzung der Abdeckung extremer Wetterbedingungen durch die bestehende Auslegung“ [26] sollten, internationalen Entwicklungen (ENSREG, RHWG/WENRA) folgend, Nachweise im Auslegungsbereich für die Beherrschung von Wetterbedingungen mit einer Wiederkehrhäufigkeit von $10^{-4}/a$ geführt werden. Sofern sich Einwirkungen von Wetterbedingungen in diesem Häufigkeitsbereich nicht mit hinreichender Aussagezuverlässigkeit ermitteln lassen, sollte mit ingenieurmäßigen Bewertungen deterministisch eine sichere Beherrschung von Einwirkungen aus diesen Wetterbedingungen ausgewiesen werden. Ergänzend wurde angeregt, im Sinne der Robustheit Ereignisse mit darüberhinausgehenden Einwirkungen mit ingenieurmäßigen Abschätzungen zur Ermittlung von Sicherheitsreserven zu berücksichtigen.

Diesbezüglich sind vertiefte Untersuchungen zum Thema Blitzeinwirkungen durchgeführt worden, siehe dazu die RSK Stellungnahme „Blitze mit Parametern oberhalb der genormten Blitzstromparameter“ aus der 488. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 03.11.2016 [27]. Des Weiteren ist eine Aktualisierung der Regel KTA 2206 „Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen“ erfolgt. Die Umsetzung der Anforderungen erfolgte im Aufsichtsverfahren.

7 Internationale Anforderungen sowie aktuelle Entwicklungen

7.1 Umsetzung der Maßnahmen des Nationalen Aktionsplans des Post-Fukushima Stresstests der EU

In Deutschland wurde in Reaktion auf den Reaktorunfall in Fukushima zuerst am 31.12.2012 ein Nationaler Aktionsplan für Maßnahmen in den Kernkraftwerken veröffentlicht und bis zum Abschluss des Aktionsplans im Jahr 2017 weitergeführt. Im Nationalen Aktionsplan wurden Arbeiten der Betreiber der deutschen Kernkraftwerke, der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Bundesländer, der GRS, der RSK, des Europäischen Stresstests sowie der 2. Außerordentlichen Vertragsstaatenkonferenz bei der IAEA im Rahmen des Übereinkommens über nukleare Sicherheit CNS zusammengefasst.

In allen Anlagen, die sich im Leistungsbetrieb befinden, wurden – neben den bereits bestehenden – diverse weitere präventive und mitigative Notfallmaßnahmen umgesetzt. Zur Einordnung der Empfehlungen im Nationalen Aktionsplan und ihrer Umsetzung in den Anlagen haben die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Bundesländer festgestellt und bestätigt, dass keine Auslegungsdefizite bestehen und die gemäß Atomgesetz erforderliche Vorsorge gegen Schäden in allen deutschen Kernkraftwerken getroffen ist.

Für die Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 wurde von der Aufsichtsbehörde für alle Aktivitäten und Maßnahmen im Rahmen des Nationalen Aktionsplans die Umsetzung bestätigt. Aus Sicht der RSK ergeben sich zusammenfassend für den Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023 keine weitergehenden Anforderungen.

7.2 WENRA Reference Level

Die Safety Reference Levels (SRL) für bestehende Kernkraftwerke (Safety Reference Levels for Existing Reactors) der Western European Regulators Association (WENRA) wurden erstmalig in 2006 veröffentlicht und dienen der Harmonisierung der Sicherheitsanforderung in den Mitgliedsstaaten der WENRA. Der Fokus der SRL liegt auf der nuklearen Sicherheit und hierbei auf Aspekten, die für die Harmonisierung besonders relevant sind. Die Mitgliedstaaten haben sich verpflichtet, die SRL in den nationalen Regelwerken umzusetzen.

Die WENRA überarbeitet regelmäßig die SRL, wenn neue Erkenntnisse und Erfahrungen verfügbar sind. Hierbei wird die Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik einschließlich der Weiterentwicklung der Safety Standards der IAEA mitberücksichtigt. Seit 2009 wurden aktualisierte SRL im Jahr 2014 nach den Reaktorunfällen von Fukushima-Daiichi erarbeitet und im Jahr 2020 veröffentlicht.

Im Rahmen der Aktualisierung der SRL wurden verschiedene Aspekte eingeführt, die sich aus der Fortentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik ergeben. Hierzu zählen insbesondere

- Anforderungen für den auslegungsüberschreitenden Bereich (Issue F),
- Einführung von SAMG und Notfallmaßnahmen (Issue LM, Issue R),
- Berücksichtigung natur- und zivilisatorisch bedingter Einwirkungen von außen (Issue T, Issue TU, Issue O),
- Einwirkungen von innen (Issue SV) und
- Integriertes Managementsystem und Sicherheitskultur (Issue C).

Aktualisierungen der WENRA Safety Reference Level werden in einem bestehenden Prozess geprüft und bei Bedarf ins deutsche Regelwerk und in die Aufsichtstätigkeiten überführt. Umfangreiche Aktualisierungen waren zudem auch im Betrachtungsumfang von anderen Prozessen, die zu Umsetzung von Maßnahmen führten, enthalten. Hierzu zählen die RSK-Robustheitsanalyse RSK (442./450. Sitzung), der EU-Stresstest und das EU Topical Peer Review.

Aus Sicht der RSK ergibt sich zusammenfassend aus der Aktualisierung der WENRA Reference Level kein Anlass für weitergehende Prüfungen oder für Empfehlungen zu organisatorischen oder technischen Maßnahmen im Rahmen des geplanten Weiterbetriebs bis zum 15. April 2023.

7.3 **Forschung und Entwicklung sowie Betriebserfahrung**

7.3.1 **Auswertung von Forschungsergebnissen**

Wie in [28] dargestellt, existieren bei den Betreibern im Hinblick auf die Verfolgung betriebsrelevanter Erkenntnisse und Forschungsergebnisse eigenverantwortliche und behördlich festgelegte Anforderungen. Erkenntnisse und Forschungsergebnisse werden auch übergeordnet unter Einbeziehung des Anlagenherstellers und koordiniert durch den VGB ausgewertet und bewertet. Der Prozess „Auswertung von Forschungsvorhaben/-ergebnissen“ wird über die VGB-Gremienarbeit verfolgt und begleitet. Die Rückläufer der einzelnen Häuser (Betreiberorganisationen) werden zentral über den VGB gesammelt, über die VGB-Gremien bewertet und ggf. Maßnahmen zur Weiterverfolgung/Umsetzung abgeleitet.

Weiterhin werden Forschungsergebnisse übergreifend von der GRS und dem Anlagenhersteller ausgewertet.

Darüber hinaus gibt es in den atomrechtlichen Aufsichtsverfahren etablierte Abläufe zur Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik. Hierzu gehört auch die Auswertung von relevanten Forschungsergebnissen. Daher ergeben sich für den geplanten Weiterbetrieb deutscher Kernkraftwerke bis zum 15., April 2023 diesbezüglich keine weiteren Anforderungen.

7.3.2 **Meldeverfahren gem. AtSMV und GRS-Weiterleitungsnachrichten**

Die Auswertung der Betriebserfahrung von Kernkraftwerken ist ein international gefordertes und etabliertes Vorgehen, mit dem Ziel, durch die Verfolgung und Bewertung von Ereignissen einen wesentlichen Beitrag zur Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit zu leisten.

In deutschen Kernkraftwerken auftretende Vorkommnisse, die eine gewisse sicherheitstechnische Bedeutung besitzen, werden als „meldepflichtige Ereignisse“ (ME) nach etablierten Meldekriterien nach der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) an die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden gemeldet. Meldepflichtige Ereignisse unterliegen einem mehrstufigen Verfahren zur Berücksichtigung im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht, wie im Handbuch zur Zusammenarbeit zwischen Bund und Ländern im Atomrecht beschrieben [13].

Über die in [13] beschriebenen Prozesse hinaus erfolgt betreiberübergreifend im Rahmen der VGB-Arbeitsgruppe „Ereignisanalyse und Erfahrungsauswertung“ ein Erfahrungsaustausch zu meldepflichtigen und sonstigen Ereignissen (Aufgaben sind darüber hinaus u. a. die Bewertung nationaler/internationaler Erfahrungsauswertung und -berichte sowie die Sicherstellung des Erfahrungsaustauschs). Des Weiteren besteht ein Auswertevertrag mit dem Anlagenhersteller, der sich auf die Erfassung, Auswertung und Beurteilung von besonderen Vorkommnissen in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken bezieht.

Des Weiteren werden der RSK bzw. ihren Ausschüssen alle ME zur Kenntnis gegeben. Sie wählen einzelne ME zur vertieften Beratung aus, wenn diese nach Auffassung der Mitglieder eine erhöhte sicherheitstechnische Bedeutung haben könnten (z. B. Hinweise auf Mängel in Betriebsvorschriften oder systematische Fehler).

Die GRS prüft, ob ein Ereignis Anlass für die Erstellung einer sogenannten Weiterleitungsnachricht (WLN) gibt. In diesem Fall werden von der GRS Empfehlungen für Maßnahmen abgeleitet, die zur Verbesserung der Anlagensicherheit zu treffen sind.

In [2] wird ausgeführt, dass die GRS – ergänzend zu den o. g. meldepflichtigen Ereignissen in deutschen kerntechnischen Anlagen – im Auftrag des BMUV internationale Ereignisse, insbesondere auf Basis des „International Reporting System (IRS)“ der IAEA im Hinblick auf eine Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke, auf sicherheitsrelevante Erkenntnisse und auf Verbesserungsmöglichkeiten, die sich aus den Ereignissen ableiten lassen, auswertet. Die Ergebnisse der Untersuchung einschließlich der abgeleiteten Empfehlungen können, sofern eine entsprechende sicherheitstechnische Bedeutung festgestellt wird, in Form von Weiterleitungsnachrichten der GRS in das Aufsichtsverfahren eingeführt werden.

In WLN werden gemäß [2] die Ergebnisse der Untersuchungen über das Ereignis, seine Ursachen, seine sicherheitstechnische Bedeutung und die getroffenen Abhilfemaßnahmen dargestellt und Empfehlungen zur Erhöhung der Sicherheit ausgesprochen, deren Umsetzung anlagenspezifisch zu prüfen ist. Die WLN wird an die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden, Sachverständige, Betreiber und Hersteller versendet.

Die WLN sind von den betreffenden kerntechnischen Anlagen auf Übertragbarkeit zu bewerten und es sind, sofern zutreffend, zur Umsetzung der von der GRS ausgesprochenen Empfehlungen entsprechende Abhilfemaßnahmen vorzusehen. Die Landesbehörden werten die Betreiberberichte unter Hinzuziehung von atomrechtlichen Sachverständigen aus und prüfen die Umsetzung der Empfehlungen. Ob und wie die in den WLN gegebenen Empfehlungen in den Kernkraftwerken anlagenspezifisch umgesetzt wurden, wird der GRS im Auftrag des BMUV durch die Landesbehörden durch die Übersendung von WLN-spezifischen Erfahrungsrückflüssen mitgeteilt.

Diese Erfahrungsrückflüsse werden durch die GRS weiter ausgewertet. Ein zusammenfassender Bericht, der einen Überblick über den eingegangenen Rückfluss und eine Bewertung der anlagenspezifischen Maßnahmen aller WLN eines Jahres enthält, wird gemäß [2] von der GRS üblicherweise zwei Jahre nach Versendung der WLN gegen Jahresende verteilt. In diesem Bericht wird dargelegt, wie Empfehlungen in den Anlagen umgesetzt werden.

Im Hinblick auf mögliche Empfehlungen bezüglich des geplanten Weiterbetriebs der Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 kommt [2] zu dem Ergebnis, dass geprüft werden sollte, ob Empfehlungen, die in vergangenen Rückflussberichten als nicht oder nicht vollständig umgesetzt bewertet wurden, inzwischen umgesetzt sind. Die RSK empfiehlt, dass der Abarbeitungsstand von WLN-Empfehlungen von den Betreibern und den zuständigen Aufsichtsbehörden überprüft und die nicht abgeschlossenen Empfehlungen auf ihre Relevanz für den geplanten Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023 bewertet werden.

8 Zusammenfassende sicherheitstechnische Bewertung des geplanten Weiterbetriebs der Anlagen GKN II, KKE und KKI 2

Für die Bearbeitung der Aufgabenstellungen des BMUV-Beratungsauftrags hat die RSK unter Würdigung der voranstehenden Bewertungen geprüft, inwieweit sich aus nicht vorliegenden aktuellen PSÜ oder aus aktuellen

Entwicklungen, die bspw. noch nicht im kerntechnischen Regelwerk adressiert sind, sowie aus aktuellen Befunden in den Anlagen sicherheitstechnische Aspekte ergeben, die für den geplanten Weiterbetrieb der Anlagen bis zum 15. April 2023 zu beachten wären.

Zwei aktuelle Sicherheitsüberprüfungen für DWR-Anlagen, die PSÜ der Vorkonvoi Anlage KBR aus dem Jahr 2016 und die „erweiterte SÜ“ von GKN II, haben grundsätzlich die zum Erstellungszeitpunkt gültigen Regelwerke und darüber hinaus auch weitere fortentwickelte Regelwerksanforderungen, u. a. einschlägige RSK-Empfehlungen, berücksichtigt. Die Ergebnisse dieser aktuellen Sicherheitsüberprüfungen sind auf die betroffenen Anlagen überwiegend übertragbar, weil die Vorkonvoi- und Konvoi-Anlagen weitgehend identische Auslegungsanforderungen erfüllen und das Design und die zugehörige Anlagentechnik sehr ähnlich sind. Zwischenzeitliche Nachrüstungen in Reaktion auf neuere Erkenntnisse oder Ereignisse wie in Fukushima wurden ebenfalls – unterstützt durch intensiven betreiberinternen und behördlichen Erfahrungsaustausch – harmonisiert implementiert. Unterschiede bestehen allerdings in den jeweiligen Betriebsvorschriften, was im Hinblick auf die Übertragbarkeit der Ergebnisse zu berücksichtigen ist.

Die RSK empfiehlt, dass die aus der KBR SSA 2016 identifizierten Aspekte im Hinblick auf BHB-Ergänzungen einerseits zum Setzen eines Verschlussstopfens in der Sumpfsaugleitung bei Öffnung des Nachkühlsystems im Ringraum und andererseits zu Querverweisen in BHB-Kapiteln zur Zulässigkeit des Abhebens der Betonriegel oberhalb der Reaktorgrube (siehe Anhang 1) auch für die Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 geprüft und ggf. umgesetzt werden (**Empfehlung 1**). Ein aus der KBR SSA 2016 ableitbarer Bedarf für technische Nachrüstungen ist für die RSK nicht erkennbar. Aus der KBR PSA 2016 ergibt sich kein Anlass für weitergehende Prüfungen oder für Empfehlungen zu organisatorischen oder technischen Maßnahmen im Rahmen des geplanten Weiterbetriebs der Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 bis zum 15. April 2023.

Die RSK empfiehlt des Weiteren, dass im Zusammenhang mit der eSÜ GKN II ausgesprochene Empfehlungen (siehe Anhang 2) für die Anlagen KKE und KKI 2 in Abstimmung mit der zuständigen Aufsichtsbehörde geprüft und ggf. umgesetzt werden (**Empfehlung 2**).

Aus den Ergebnissen der Betrachtung von anlagenspezifischen Besonderheiten (siehe Kapitel 4) ergeben sich keine Hinweise auf zusätzliche Maßnahmen für den geplanten Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023.

Die Betreiber der Anlagen haben sich entsprechend der aktuellen Gesetzeslage auf eine Abschaltung der Anlagen zum 31.12.2022 eingestellt und die dazu erforderlichen Maßnahmen vorbereitet. Inbegriffen ist dabei auch die Anpassung des Anlagenpersonals an die Nachbetriebs- und Stilllegungsphase. Diese Planungen sind nunmehr sehr kurzfristig zu ändern bzw. anzupassen. Bei einem Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023 ist es erforderlich, dass das hierfür erforderliche Fachpersonal für die Abwicklung der zusätzlichen Tätigkeiten und den sicheren Betrieb der Anlagen zur Verfügung steht. Besonderes Augenmerk ist dabei auf die Verfügbarkeit der verantwortlichen Personen und auf die Besetzung der Leitwarten zu richten. Die RSK weist neben der Bedeutung einer ausreichenden Personalverfügbarkeit auf die Einhaltung qualifizierter Prozesse für die Planung und Umsetzung von zusätzlichen Brennelementwechseln und/oder Reparaturen unter den gegebenen außergewöhnlichen Bedingungen hin. Nach Einschätzung der RSK wurde die Situation durch den langwierigen Entscheidungsprozess über die Art der Fortführung des Betriebs zusätzlich erschwert.

Die RSK empfiehlt vor diesem Hintergrund, dass die Aufsichtsbehörden ein besonderes Augenmerk auf die Aspekte Personalkapazität und Sicherheitskultur legen (**Empfehlung 3**).

Die RSK empfiehlt weiter, die Vereinbarungen für die Beherrschung von Ereignissen (z. B. Krisenstabunterstützungen durch den Anlagenhersteller, Unterstützungsleistungen durch den KHG) im Hinblick auf den geplanten Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023 entsprechend anzupassen (**Empfehlung 4**).

Die Bewertung der Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik, internationaler Anforderungen und nationaler Ergänzungen sowie von Forschung und Entwicklung hat keine Hinweise auf erforderliche Ertüchtigungen für einen Betrieb bis zum 15. April 2023 ergeben.

Im Hinblick auf die Auswertung von Betriebserfahrungen empfiehlt die RSK, dass der Abarbeitungsstand von WLN-Empfehlungen durch die Betreiber und die zuständigen Aufsichtsbehörden überprüft und die nicht abgeschlossenen Empfehlungen auf ihre Relevanz für den geplanten Weiterbetrieb bis zum 15. April 2023 bewertet werden (**Empfehlung 5**).

Zusammenfassend sieht die RSK bei Berücksichtigung der ausgesprochenen Empfehlungen keine sicherheitstechnischen Gründe, die dem geplanten Weiterbetrieb der Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 bis zum 15. April 2023 entgegenstehen.

9 Weitergehende Überlegungen

In der öffentlichen und politischen Diskussion wird angesichts der fragilen Randbedingungen der europäischen Energieversorgung weiterhin diskutiert, ob die noch betriebsfähigen deutschen Kernkraftwerke über den April 2023 hinaus, ggf. auch über mehrere Brennelementzyklen hinweg, weiterbetrieben werden können bzw. müssen. Es ist somit nicht auszuschließen, dass der längere Weiterbetrieb von deutschen Kernkraftwerken im Ergebnis politischer Entscheidungsprozesse als erforderlich angesehen wird.

Aus Sicht der RSK sollten die für einen eventuell längeren Weiterbetrieb anstehenden Fragen zur Gewährleistung des sicheren Betriebes der betreffenden Kernkraftwerke nicht erst kurzfristig vor einer entsprechenden Entscheidung diskutiert werden. Vielmehr sollten diese Fragestellungen vor dem Hintergrund der für die Entscheidungsfindung und Umsetzung sicherheitstechnisch erforderlicher Maßnahmen anzusetzenden Zeitbedarfe entsprechend frühzeitig behandelt werden.

10 Referenzen

- [1] „Beratungsauftrag zur Fortsetzung des Leistungsbetriebs deutscher Atomkraftwerke im Jahr 2023 als Reserve zur Sicherstellung der Versorgungssicherheit“ an die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) vom 20.09.2022
- [2] „Stellungnahme zum geplanten Reservebetrieb deutscher Kernkraftwerke“, GRS-A6000/A6020/A6040/PhB/Öko-Institut vom 25.10.2022 (vorläufige Bezeichnung)
- [3] „Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung“, Dezember 1996, PSÜ-Leitfaden veröffentlicht mit Bekanntmachung der „Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland“ vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a)
- [4] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Neufassung, Bekanntmachung vom 3. März 2015, BAnz AT 30.02.2015/
- [5] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Bekanntmachung der Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012, vom 29. November 2013 BAnz AT 10.12.2013 B4, geändert am 3. März 2015, BAnz AT 30.03.2015 B3, RS-Handbuch 3-0.2, Stand 03/15
- [6] Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: Mai 2015, BfS-SCHR-61/16, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, September 2016
- [7] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Abgeschlossener Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima, Dezember 2017
- [8] Reaktorsicherheitskommission (RSK): Bewertung der Umsetzung von RSK-Empfehlungen im Nachgang zu Fukushima, 496. RSK-Sitzung am 06.09.2017

-
- [9] Reaktorsicherheitskommission (RSK): RSK-Empfehlung: Zulässigkeit von Prüf- und Instandhaltungstätigkeiten sowie Festlegung von Maßnahmen zur Ereignisbeherrschung bei Mitte-Loop-Betrieb, 510. Sitzung, Bonn, 05.06.2019
- [10] Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: August 2005, BfS-SCHR-37/05, ISBN 3-86509-414-7, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Germany, Oktober 2005
- [11] Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen, Stand: August 2005, BfS-SCHR-38/05, ISBN 3-86509-415-5, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Oktober 2005
- [12] Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Ergänzungen zu Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Entwurf, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, 6.10.2014
- [13] Handbuch über die Zusammenarbeit zwischen Bund und Ländern im Atomrecht (Stand: Juni 2019)
- [14] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Bekanntmachung vom 29. November 2013, BAnz AT 10.12.2013 B4/ geändert am 03. März 2015, Banz AT 30.03.2015 B3
- [15] Reaktorsicherheitskommission (RSK): RSK-Stellungnahme: Randbedingungen der Nachweisführung zur Störfallbeherrschung, 492. Sitzung, Bonn, 22.03.2017
- [16] Umweltministerium Baden-Württemberg (UMBW): Stellungnahme - Sicherheitsüberprüfungen von Kernkraftwerken in Baden-Württemberg, Landtag von Baden-Württemberg, Drucksache 16 / 7185, Stuttgart, 30.10.2019
- [17] Reaktorsicherheitskommission (RSK): RSK-Empfehlung: Anforderungen an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung, 479. Sitzung, Bonn, 09.12.2015.

-
- [18] RSK-Stellungnahme „Schäden an Dampferzeuger (DE)-Heizrohren durch Spannungsrissskorrosion – Maßnahmen zur Sicherstellung der Integrität der Heizrohre“, verabschiedet in der 512. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission vom 22./23.10.2019
- [19] Ergebnisprotokoll der 264. Sitzung des RSK-Ausschusses ELEKTRISCHE EINRICHTUNGEN (EE) vom 24.04.2018
- [20] RSK-Stellungnahme „Zusammenfassende Stellungnahme der RSK zu zivilisatorisch bedingten Einwirkungen, Flugzeugabsturz“, verabschiedet in der 524. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission vom 20.10.2021
- [21] „Statusbericht über die Beratungen im RSK-Ausschuss AST zu den Überflutungsereignissen im Juli 2021 infolge Starkregen“, verabschiedet in der 528. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission vom 09.06.2022
- [22] Reaktorsicherheitskommission (RSK): Bewertung der Umsetzung von RSK-Empfehlungen im Nachgang zu Fukushima, 496. RSK-Sitzung am 06.09.2017
- [23] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, ENSI-AN-9657, Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz – PEGASOS Refinement Project PRP
- [24] Geoforschungszentrum Potsdam Interaktive Erdbebengefährdungskarte D-EQHAZ16, <http://www-app5.gfz-potsdam.de/d-eqhaz16/index.html>
- [25] Statusbericht „Aktuelle Erkenntnisse zur Erdbebengefährdung“, verabschiedet in der 139. Sitzung des RSK-Ausschusses ANLAGEN- UND SYSTEMTECHNIK (AST) am 09.07.2019
- [26] RSK-Stellungnahme „Einschätzung der Abdeckung extremer Wetterbedingungen durch die bestehende Auslegung“, verabschiedet in der 462. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission vom 06.11.2013

-
- [27] RSK-Stellungnahme „Blitze mit Parametern oberhalb der genormten Blitzstromparameter“, verabschiedet in der 488. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission vom 03.11.2016
- [28] VGB Powertech e.V.: Umgang mit betriebsrelevanten Forschungsergebnissen sowie Prüf- und Instandhaltungstätigkeiten bei Mitte-Loop Betrieb innerhalb der VGB Powertech e.V. (VGB), 264. Sitzung RSK-Ausschusses “Reaktorbetrieb”, Bonn, 13.02.2019.
- [29] VGB Powertech e.V.: Bewertung zum Anpassungsbedarf von BHBs im Hinblick auf Ereignisse mit Ausfall der Nachkühlung bei Mitte-Loop-Betrieb; 145. Sitzung des RSK-Ausschusses Anlagen- und Systemtechnik, am 02.07.2020; Fassung nach Diskussion mit Vorsitzendem des Ausschusses RSK RB; verteilt auf der 147. Sitzung des RSK-Ausschusses AST
- [30] RSK-Memorandum „Drohende Gefährdung der kerntechnischen Sicherheit durch Know-How- und Motivationsverlust“, verabschiedet in der 449. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission am 12.07.2012

Anhang 1: Aus der Sicherheitsüberprüfung KBR 2016 abgeleitete Empfehlungen

1. Zur Vermeidung beziehungsweise Begrenzung eines Kühlmittelverlustes in den Ringraum infolge von Instandhaltungsarbeiten kündigt KBR in der schutzzielorientierten Analyse an, das Setzen eines Verschlussstopfens in der betroffenen Sumpfsaugleitung an geeigneter Stelle im BHB festzuschreiben.

Dazu wird in [2] ausgeführt, dass zu dem in Rede stehenden Sachverhalt vom VGB im Jahr 2012 vor dem RSK-Ausschuss AST ausgeführt worden war, dass in den deutschen Anlagen im Rahmen von Arbeiten an Sumpfsaugleitungen und damit verbundenen Systemen, Vorkehrungen getroffen werden, die bei unterstellten Leckagen im Containment sicherstellen sollen, dass sie zu keiner Überflutung des Reaktorgebäude-Ringraumes oder zur Aktivitätsverschleppung führen. Dazu würden im Rahmen des Arbeitsauftrags- und Freigabeverfahrens sowie im Rahmen der Abwicklung des Freischaltverfahrens Vorkehrungen getroffen, die einen Kühlmittelverlust in den Reaktorgebäude-Ringraum verhindern. Dazu gehört insbesondere das Setzen eines Verschlussstopfens in der Sumpfsaugleitung.

Die im Rahmen der PSÜ 2016 angekündigte BHB-Ergänzung dient somit einer zusätzlichen Erhöhung der Zuverlässigkeit vorhandener administrativer Vorkehrungen. Sofern nicht bereits vorhanden, sollten diesbezügliche Ergänzungen in den schriftlichen betrieblichen Regelungen (z. B. Betriebs- und Fachanweisungen) der Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 umgesetzt werden.

2. In den Darstellungen zum Ereignis 17.3 „Versagen hochenergetischer Behälter innerhalb des RSB“ im Rahmen der schutzzielorientierten Analyse wird beschrieben, dass einer möglichen Geschosswirkung der Antriebsstange eines Steuerelementes beim Bruch eines SE-Stutzens durch die Betonriegel oberhalb der Reaktorgrube entgegengewirkt werde. Diese Betonriegel werden gemäß bestehender BHB Regelungen erst abgenommen, wenn der Kühlmitteldruck im erforderlichen Maße abgesenkt wurde. Zur weiteren Verbesserung der Absicherung dieser Vorsorgemaßnahme kündigt KBR für weitere BHB-Kapitel entsprechende Querverweise an.

Es sollte geprüft werden, ob durch diesbezügliche Ergänzungen in den schriftlichen betrieblichen Regelungen der Anlagen GKN II, KKE und KKI 2 eine sicherheitstechnische Verbesserung realisiert werden kann.

Anhang 2: Aus der erweiterten Sicherheitsüberprüfung GKN II abgeleitete Empfehlungen

Ereignisse B3-01 (Längerfristiger Ausfall (> 30 min.) zweier Stränge der Brennelement-Lagerbeckenkühlung) und B3-02 (Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken durch Lecks mit einer Querschnittsfläche > DN25 bis zur größten Anschlussleitung)

1. Es wurden in GKN II „leichte“ Stopfen zur Abdichtung von Lecks an Anschlussleitungen des BE-Lagerbeckens, die auch unter den Bedingungen des Notstromfalls gehandhabt werden können, angeschafft.² Sofern nicht bereits vorhanden, sollten Einrichtungen zur Abdichtung von Lecks an Anschlussleitungen des BE-Lagerbeckens (Stopfen o. ä.), die auch unter den Bedingungen des Notstromfalls gehandhabt werden können, in KKE und KKI 2 angeschafft werden.
2. Einzelne im Rahmen der eSÜ vorgenommene Ergänzungen des BHB GKN II beschreiben zusätzliche Fahrweisen (im Wesentlichen Überlaufkühlung) und legen dafür erforderliche Bedingungen fest (z. B. hinsichtlich phasenspezifischer erforderlicher Flutwasservorräte, um einen Sumpfbetrieb zu ermöglichen). Es sollte geprüft werden, ob durch diesbezügliche Ergänzungen in den schriftlichen betrieblichen Regelungen des KKE und KKI 2 eine sicherheitstechnische Verbesserung realisiert werden kann.

Ereignis B3-11 (Brennelementbeschädigung bei der Handhabung)

3. Im Hinblick auf mögliche BE-Beschädigungen bei der Handhabung ist das BHB-Kapitel 2-1.4 aus GKN II dahingehend ergänzt worden, dass bei Arbeiten an Durchdringungen sowie bei Unverfügbarkeiten von Lüftungstechnischen Durchdringungen der Gebäudeabschluss sichergestellt ist, wenn mindestens eine der beiden Gebäudeabschlussarmaturen in ZU-Stellung freigeschaltet ist. Kann dies nicht gewährleistet werden, so muss der Durchdringungsabschluss durch geeignete Ersatzmaßnahmen erfolgen (z. B. Blindflansche). Es sollte geprüft werden, ob durch diesbezügliche Ergänzungen in den schriftlichen betrieblichen Regelungen der Anlagen KKE und KKI 2 eine sicherheitstechnische Verbesserung realisiert werden kann.

Ereignisse D3-12 (Fehlerhafter Füllstandsabfall bei Mitte-Loop-Betrieb mit Folgeausfall der Nachkühlpumpen), D3-13 (Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems) und D3-14 (Abschaltung aller Nachkühlstränge durch fehlerhaft ausgelöste Signale)

4. Gemäß Darstellung des VGB in [29] wurden die RSK-Empfehlungen in [9] über die Länder-spezifischen Aufsichtsverfahren behandelt und umgesetzt. Diesbezüglich ist festzustellen, dass die vom VGB in [29] dargestellte Einschränkung, wonach im 3/4-Loop Betrieb an freigeschalteten sicherheits- bzw. sicherheitsrelevanten Einrichtungen nicht gearbeitet werden darf, sofern Arbeiten und Prüfungen die Nachkühlung beeinflussen können, im BHB-Kapitel 2-1.4 von GKN II enthalten ist. Die entsprechende Empfehlung sollte, sofern noch nicht erfolgt, in den schriftlichen betrieblichen Regelungen der Anlagen KKE und KKI 2 umgesetzt werden.

² Eine vergleichbare Forderung ist auch im Rahmen der Begutachtung der KBR-PSÜ 2016 abgeleitet worden.

-
5. Eine Ergänzung des BHB-Kapitels 2-1.4 von GKN II dient der Vermeidung von länger andauernden Siedezuständen in der Betriebsphase E bei Verfügbarkeit von nur zwei Strängen (JNA/FAK oder JNA), die für die Nachkühlung der BE im RDB eingesetzt werden können. Es sollte geprüft werden, ob durch diesbezügliche Ergänzungen in den schriftlichen betrieblichen Regelungen der Anlagen KKE und KKI 2 eine sicherheitstechnische Verbesserung realisiert werden kann.³
 6. Eine Ergänzung des BHB-Kapitels 2-1.4 von GKN II gibt die Verfügbarkeit der sekundärseitigen Wärmeabfuhr über zwei Dampferzeuger über die Betriebsphase C (gem. SiAnf) hinaus vor, so lange, bis in der Betriebsphase D der RDB-Deckel abgehoben ist. Es sollte geprüft werden, ob durch diesbezügliche Ergänzungen in den schriftlichen betrieblichen Regelungen der Anlagen KKE und KKI 2 eine sicherheitstechnische Verbesserung realisiert werden kann.
 7. Eine Ergänzung des BHB-Kapitel 2-3.2.4 von GKN II (Verschluss der Entleerungsleitung aus dem Reaktorraum in den Sicherheitsbehältersumpf) dient der Vermeidung von Kühlmittelverlusten über den Reaktor- und Abstellraum infolge eines siedebedingten Austrags von flüssigem Kühlmittel aus dem RDB bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr vor dem Fluten (3/4-Loop Betrieb, RDB-Deckel entspannt oder abgehoben). Es sollte geprüft werden, ob durch diesbezügliche Ergänzungen in den schriftlichen betrieblichen Regelungen des KKE und KKI 2 eine sicherheitstechnische Verbesserung realisiert werden kann.

Ereignis D3-11 (Fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder durch Sicherheitssysteme bei Unwirksamkeit vorgesehener Begrenzungsmaßnahmen)

8. Das BHB-Kapitel 2-1.4 von GKN II ist im Hinblick auf die Unzulässigkeit geplanter Instandhaltungen, die zur Unverfügbarkeit der Druckhalter-Sicherheitsventile in der Betriebsphase C führen, ergänzt worden. Gemäß [2] bestehen in den BHB-Kapiteln 2-1.4 der Anlagen KKE und KKI 2 keine Vorgaben zur Verfügbarkeit der primärseitigen Druckabsicherung in der Betriebsphase C. Es sollte geprüft werden, ob durch diesbezügliche Ergänzungen in den schriftlichen betrieblichen Regelungen der Anlagen KKE und KKI 2 eine sicherheitstechnische Verbesserung realisiert werden kann.

Ereignis D3-34 (Kühlmittelverlust aus dem Sicherheitsbehälter über Systeme, die an die Druckführende Umschließung angeschlossen sind)

9. Im BHB-Kapitel 2-1.3 von GKN II sind Verfügbarkeitsanforderungen für Schieber im Volumenregelsystem, die von einer notstandsicheren Verriegelung angesteuert werden, ergänzt worden. Des Weiteren ist in der Revision 2022 eine einmalige Durchführung von Sonderprüfungen von Messkreisen erfolgt, die Schutzverriegelungen im Volumenregelsystem betreffen. Hintergrund der Sonderprüfungen war, dass die Messkreise in der Vergangenheit nicht im Rahmen jährlicher WKP geprüft worden waren. Es sollte geprüft werden, ob durch diesbezügliche Ergänzungen in den schriftlichen betrieblichen Regelungen der Anlagen

³ Diesbezüglich ist zusätzlich festzustellen, dass die KKE und KKI 2 BHB 2-1.4 geringere Verfügbarkeitsanforderungen an Nachkühl- und Beckenkühlsysteme stellen als das GKN II BHB 2-1.4. Während in GKN II mindestens drei Stränge (JNA, FAK) und vier Redundanten verfügbar sein müssen, sind im KKE und KKI 2 auch Varianten mit drei verfügbaren Redundanten zulässig. In den GKN II und KKE BHB 2-1.4 wird die Verfügbarkeit von mindestens zwei JNA Redundanten gefordert, während gemäß KKI 2 BHB 2-1.4 auch Varianten mit nur einer verfügbaren JNA Redundanten zulässig sind.

KKE und KKI 2 und zusätzliche Prüfungen an Schutzverriegelungen eine sicherheitstechnische Verbesserung realisiert werden kann.