

Risiken einer Laufzeitverlängerung

Aktuelle Probleme und Gefahren bei
deutschen Atomkraftwerken.

Studie
von Diplom-Physikerin Oda Becker

im Auftrag des BUND

Juli 2022

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung	4
1.1 Sicherheit und periodische Sicherheitsüberprüfung	6
1.2 Anmerkungen zur Bewertung des TÜV-Süd	10
1.3 Atomkraftwerke Emsland, Isar-2 und Neckarwestheim-2.....	11
1.4 Neugenehmigung von Grohnde, Brokdorf und Gundremmingen C	12
1.5 Streckbetrieb	12
2 Die BMU-Nachrüstliste.....	13
2.1 Grenzen der Nachrüstungen.....	14
2.2 Fazit.....	15
3 Sicherheitsüberprüfungen nach Fukushima	15
3.1 RSK-Sicherheitsüberprüfung (RSK SÜ)	15
3.2 Der EU Stresstest	15
3.3 Mängel im Erdbebenschutz und Hochwasserschutz	16
3.4 Fazit.....	17
4 Neue Sicherheitsanforderungen in Europa	18
4.1 WENRA Referenzlevel für bestehende Atomkraftwerke.....	18
4.2 WENRA Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke.....	18
4.3 Neue EU-Richtlinie für nukleare Sicherheit	18
4.5 Keine internationalen Sicherheitsüberprüfungen	19
4.6 Fazit.....	19
5 (Neue) Probleme im Reaktorkern	19
5.1 Verformungen von Brennelementen in Druckwasserreaktoren (DWR).....	19
5.2 Bruch von Drosselkörpern, Niederhaltefedern und Zentrierstiften von BE	20
5.3 Unzulässige Oxidation an den Brennstäben	22
5.4 DWR-Neutronenflussschwankungen	22
5.6 Fazit.....	23
6 Alterung und Umgang mit meldepflichtigen Ereignissen	23
6.1 Alterungs- und Folgeprobleme	25
6.2 Mangelnde Sicherheitskultur/Kompetenzverlust	26
6.3 Heizrohrproblematik in Neckarwestheim-2.....	27
6.4 Fazit.....	29
7 Gefahr von Terroranschlägen auf Atomkraftwerke.....	30
7.1 Bedrohung durch einen gezielten Flugzeugabsturz.....	31
7.2 Angriff mit einem Hubschrauber	32
7.3 Bedrohung durch Innentäter und Cyber-Angriffe	33

7.4 Besondere aktuelle Bedrohungssituation.....	33
7.5 Fazit.....	33
8 Risiko eines schweren Unfalls	34
8.2 Statistische Wahrscheinlichkeit eines Unfalls	34
8.3 Fazit.....	34
9 Probleme beim Katastrophenschutz und beim Strahlenschutz	35
9.1 Planung der Maßnahmen	35
9.2 Durchführung der Katastrophenschutzmaßnahmen	35
9.3 Unzureichender Strahlenschutz.....	36
9.3 Fazit.....	36
10 Zusammenfassung.....	37
11 Literatur	44
Anhang	48

1 Einleitung

Die Unfälle im AKW Fukushima im März 2011 führten zu einer Neubewertung der Nutzung der Atomenergie in Deutschland. Mit dem 13. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes (AtG), das am 6. August in Kraft getreten ist, verloren acht Reaktoren die weitere Berechtigung zum Leistungsbetrieb.¹ Für die neun weiteren Reaktoren wurden noch zu produzierende Elektrizitätsmengen und zusätzlich Termine für die endgültige Abschaltung festgelegt.

Seitdem gingen sechs weitere Anlagen endgültig vom Netz: Für Grafenrheinfeld galt der 31. Dezember 2015 als Termin für das Laufzeitende. Es wurde jedoch bereits am 27. Juni 2015 endgültig abgeschaltet. Am 31.12.2017 wurde ein Block (Gundremmingen B) der Doppelblockanlage Gundremmingen endgültig abgeschaltet und am 31.12.2019 das Philippsburg-2. Ende letzten Jahres (31.12.2021) gingen die drei Reaktoren Brokdorf, Grohnde und Gundremmingen C endgültig vom Netz.

Lediglich die drei Reaktoren Emsland, Isar-2 und Neckarwestheim-2 befinden sich noch in Betrieb und sollen nach derzeitigem Atomgesetz spätestens zum 31.12.2022 endgültig abgeschaltet werden.

Die Bundesregierung hatte Anfang März 2022 geprüft, ob eine Verlängerung der Laufzeiten der noch im Betrieb befindlichen drei Atomkraftwerke in Deutschland umsetzbar wäre und inwiefern diese Verlängerung zur Energiesicherheit beitragen könnte. Im Ergebnis einer Abwägung von Nutzen und Risiken hat die Bundesregierung eine Laufzeitverlängerung auch angesichts der aktuellen Gaskrise abgelehnt. (BMWK/BMUV 2022a)

Vor dem Hintergrund einer sich weiter zuspitzenden Lage zur Energieversorgungssicherheit im kommenden Winter hat die Bundesregierung am 17. Juli 2022 einen Stresstest in Auftrag gegeben. Im Zuge dessen wird auch eine mögliche Laufzeitverlängerung eines oder mehrerer AKWs hinterfragt. (BASE 2022b)

Aufgrund der aktuellen Situation wird zurzeit medial eine Änderungen des beschlossenen Atomausstiegs diskutiert. In dieser Studie wird nicht auf diese Diskussion eingegangen. Grundlage der Studie ist die Diskussion des Wirtschaftsministeriums (BMWK), des Umweltministeriums (BMUV) und der AKW Betreiber. In einer Telefonkonferenz zwischen BMWK, BMUV und den Betreibern (E.On, EnBW, RWE) wurden drei Optionen diskutiert und bewertet (BMWK/BMUV 2022b):

1. Die am 31.12.2021 abgeschalteten Atomkraftwerke werden wieder in Betrieb genommen. Diese Variante wird als unrealistisch bewertet. Denn die Betriebsgenehmigungen der drei AKWs sind zum 31.12.2021 erloschen, die Genehmigungen müssten insofern neu beantragt und erteilt werden. Für ein neue Genehmigungen müssen die Atomkraftwerke dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Dies bedeutet, dass nachgewiesen werden müsste, dass die Auswirkungen von Kernschmelzunfällen auf das Anlagengelände begrenzt werden können. Dieser Standard ist durch Nachrüstungen nicht zu erreichen.
2. Eine kurze, etwa dreimonatige Verlängerung der Laufzeiten der drei noch am Netz befindlichen Atomkraftwerke bis Ende März 2023 (Streckbetrieb). Diese Variante wird als grundsätzlich möglich bewertet, sie bringt jedoch ohne Option 3) keinen Mehrwert, denn der Streckbetrieb führt nicht zu einer Mehrerzeugung von Strom aus den Atomkraftwerken, es würde lediglich die Stromerzeugung vom Sommer 2022 in den Winter 2022/2023 verlagert werden.
3. Eine Verlängerung der Laufzeiten der drei noch am Netz befindlichen Atomkraftwerke um drei bis fünf Jahre. Voraussetzung hierfür wäre die Herstellung und Beschaffung neuer Kernbrennstäbe sowie die Sicherstellung der für Weiterbetrieb und Aufsicht notwendigen Fachpersonalressourcen. Diese Variante ist eine Risikoabwägung, bei der eine Reihe von Elementen berücksichtigt werden müssen.

¹ Biblis A und B, Neckarwestheim 1, Brunsbüttel, Isar 1, Unterweser, Philippsburg 1 und Krümmel

In dieser Studie werden die Implikationen der 3. Option „Laufzeitverlängerung“ der drei noch betriebenen Atomkraftwerke diskutiert.

Die Atomkraftwerksbetreiber verweisen darauf, dass sie sich in einem solchen technisch machbaren Szenario einem Weiterbetrieb zur Unterstützung der Versorgungssicherheit nicht verschließen würden. *Zur Konfliktvermeidung müsste dann idealerweise die Bundesregierung in eine quasi „Eigner“-Rolle kommen, mit voller Kontrolle über Verfahrensumfang und -tiefe auf der sicherheitstechnischen und genehmigungsrechtlichen Seite, Investitionen, Kosten, Erträge und am Ende auch den Zeitraum der Laufzeit betreffend. Das heißt, dass in einem solchen Szenario die Kraftwerke von den Unternehmen quasi im staatlichen Auftrag betrieben würden.* (BMWK/BMUV 2022a)

Laut Bundesregierung liegt es auf der Hand, dass es kaum zu erreichen ist, dass die unternehmerische und atomrechtliche Verantwortung durch dafür bisher nicht ausgerüstete staatliche Organisationen wahrgenommen werden kann. Unter dieser Bedingung käme ein weiteres Rechts- und Sicherheitsproblem hinzu. Denn die Staaten müssen nach EU- und Völkerrecht gewährleisten, dass eine unabhängige Überwachung der Atomkraftwerke stattfindet, die effektive Maßnahmen durchsetzen kann. Das ist auch bei einem Betrieb der Anlagen in unmittelbarer Staatsverantwortung zwar möglich, erfordert allerdings entsprechenden organisatorischen und personellen Aufwand. (BMWK/BMUV 2022a)

Energiewirtschaftlich liegt der Nutzen eines Weiterbetriebs der Atomkraftwerke in diesem Szenario bis zum Ende der dann verlängerten Laufzeiten darin, dass etwa 5% des deutschen Strombedarfs pro Jahr beigesteuert werden kann. In einer Situation der Gasmangellage würden sie jedoch nur wenig Gas ersetzen. Der Gasverbrauch in Deutschland setze sich vor allem aus Wärmeerzeugung in privaten Haushalten oder industriellen Anwendungen zusammen. Auch im Bereich der Stromerzeugung selbst lieferten viele Gaskraftwerke neben Strom auch Wärme, die von den Atomkraftwerken nicht bereitgestellt werden könnte. Die Gaskraftwerke, die nur zur Stromproduktion verwendet werden, dienen zu einem kurzfristigen Leistungsausgleich. Dafür sind AKWs vollkommen ungeeignet. Das Einsparpotenzial für Gas sei gering, so die Energie-Beratung „Energy Brainpool“. Sie geht in einer Analyse davon aus, dass ein Weiterbetrieb der drei verbliebenen AKW nur ein Prozent des jährlichen Gasverbrauchs einsparen würde.²

An der Nettostromerzeugung in Deutschland sind AKWs im laufenden Jahr nur mit 6,4 Prozent beteiligt. Zum Vergleich: Mit Erdgas wurden 10,0 Prozent des Stroms und mit Braun- und Steinkohle 30,8 Prozent erzeugt. Der Großteil des Stroms (51,7 Prozent) kommt von erneuerbaren Energien.

Bei einem weiteren Betrieb der Reaktoren müssen weitere Faktoren betrachtet werden, u.a.:

- Eine Änderung des Atomgesetzes ist erforderlich.
- Eine Beschaffung von neuen Brennelementen dauert in der Regel 18-24 Monate. Eine Beschleunigung auf ca. 15 Monate wird für möglich erachtet. Eine Entlastung für das Stromsystem träte frühestens im Winter 2023/2024 ein.
- Außerdem fehlt (kompetentes) Fachpersonal bei den Betreibern aber auch bei Gutachter-Organisationen und Aufsichtsbehörden.
- Falls die drei AKWs drei weitere Jahre in Betrieb blieben, würden zudem etwa 450 Kubikmeter schwach- und mittelradioaktive Abfälle anfallen. Die zusätzlichen Mengen könnten nicht mehr

² <https://www.ndr.de/nachrichten/info/Atomkraft-statt-Gas-Debatte-um-Zukunft-der-AKW-,faqatomkraft100.html>

im bereits voll ausgelasteten geplanten Endlager Konrad untergebracht werden, erklärte das Bundesumweltministerium.³

- Sollte der Atomausstieg erneut verschoben werden, hätte dies erhebliche Folgen für die Akzeptanz des Standortauswahlverfahrens für das Endlager für hochradioaktive Abfälle.

Bei einer Verlängerung der AKW-Laufzeiten über Ende 2022 stellt sich nicht nur die Frage, ob der Aufwand den Ertrag rechtfertigt, sondern vor allem welche Risiken damit verbunden sind. Ziel dieser Studie ist es, das Risiko darzustellen, das von diesen Atomkraftwerken für die Bevölkerung ausgeht.

1.1 Sicherheit und periodische Sicherheitsüberprüfung

Als Argument für eine Laufzeitverlängerung wird vor allem vorgebracht, dass die bis zum gesetzlichen Abschaltdatum „sicher“ zu betreibenden Atomkraftwerke nicht danach „unsicher“ seien. (BMWK/BMUV 2022c). Eine Interpretation des Begriffs „Sicherheit“ im Sinne einer objektiven, absolut bezifferbaren Kenngröße ist für Atomkraftwerke nicht möglich. Sicherheit beschreibt nicht einen diskret abgrenzbaren objektiven Zustand, sondern die Bewertung eines Risikos. Der Betrieb der in Deutschland und zurzeit auch weltweit betriebenen Atomkraftwerke ist immer mit dem Risiko eines schweren Unfalls, d.h. eines Super-Gaus verbunden. Wenn der Betrieb von Atomkraftwerken als sicher bezeichnet wird, dann heißt dies folglich nur, dass das damit verbundene Risiko akzeptiert wird. (RENNEBERG 2010b)

Entscheidend ist dabei insbesondere, welcher Beurteilungsmaßstab dafür angelegt wurde. Eine Beantwortung der Frage, ob bei einer Laufzeitverlängerung Sicherheitsbedenken bestehen, muss also immer den Beurteilungsmaßstab benennen. Dabei ist zu berücksichtigen, dass sich der Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf die erforderliche Sicherheit kontinuierlich weiter entwickelt, was sich in höheren Anforderungen in nationalen und internationalen Regelwerken und somit verbesserten Anlagenkonzepten abbildet.⁴

Zur Zeit der Designphase von Reaktoren, die Ende der 1960-er/Anfang der 1970-er Jahre ausgelegt und auf diesen Grundlagen errichtet wurden, waren die Anforderungen an die Sicherheit von AKWs deutlich geringer als gegenwärtig. Infolgedessen sind bei diesen Reaktoren deutliche Abweichungen hinsichtlich der systemtechnischen Auslegung, wie z. B. Redundanz von Sicherheitssystemen, deren räumlicher Trennung, bei deren seismischer Qualifizierung sowie bei der Auslegung gegen übergreifende Einwirkungen wie z.B. ausschlagende Rohrleitungen bei Bruch, interne Überflutungen oder Brände im Vergleich zu gegenwärtigen Anforderungen festzustellen. Externe übergreifende Einwirkungen wie Erdbeben, Überflutungen oder Flugzeugabsturz wurden nicht systematisch in die Auslegung einbezogen. (INRAG 2021)

Als grundlegendes Sicherheitsziel von Atomkraftwerken gilt, dass unter Einbeziehung der Maßnahmen und Einrichtungen auf allen Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts

³ <https://www.n-tv.de/politik/Ministerium-beziffert-Folgen-laengerer-AKW-Laufzeiten-article23463959.html>

⁴ Es besteht zwar der Anspruch, alte Anlagen an den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik heranzuführen, die Möglichkeiten technischer Nachrüstungen sind jedoch begrenzt. Es verbleiben Unterschiede zwischen dem Sicherheitsniveau, das in alten Anlagen erreicht wurde, und dem Sicherheitsniveau, das nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik für neue Anlagen gefordert wird bzw. in diesen umgesetzt werden soll.

- (frühe) Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage aufgrund eines frühzeitigen Versagens oder einer Umgehung des Sicherheitsbehälters, die Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes erfordern, für deren Umsetzung jedoch nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht oder
- (große) Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage, die räumlich umfangreiche und zeitlich langandauernde Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes erfordern

praktisch auszuschließen⁵ sind oder die radiologischen Auswirkungen soweit zu begrenzen sind, dass Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes nur in räumlich und zeitlich begrenztem Umfang erforderlich werden (siehe hierzu auch (EU 2014)).

Dieses grundlegende Sicherheitsziel hinsichtlich der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit gilt nach (IAEA 2016) generell für die in Errichtung befindlichen Anlagen. In Bezug auf bestehende Anlagen gelten die zur Erreichung dieses Ziels maßgeblichen Anforderungen als Prüfmaßstab und somit als Maßstab für entsprechende Nachrüstungen.⁶ Dies ist auch in Übereinstimmung mit der „Vienna Declaration on Nuclear Safety“ der internationalen Atomenergieorganisation IAEA, die 2015 veröffentlicht worden. (INRAG 2021)

Die „Vienna Declaration on Nuclear Safety“ streicht in Bezug auf die Gewährleistung der Sicherheit über die Lebensdauer eines AKW die periodischen Sicherheitsüberprüfungen heraus (IAEA 2015a)⁷.

Im Bericht zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit erklärt die Bundesregierung die im Rahmen der „Vienna Declaration on Nuclear Safety“ geforderte PSÜ wird schon seit den 1990er Jahren in Deutschland durchgeführt. Im Jahr 2002 wurde die Pflicht der zehnjährlichen PSÜ der Kernanlagen im Leistungsbetrieb im AtG verankert (§ 19a AtG). (BMUB 2019)

Tatsächlich wurde aber eine PSÜ für die drei betreffende AKWs bisher nur nach dem alten Regelwerk durchgeführt. Das vorher gültige kerntechnische Regelwerk stammt aus Ende der 1970er und Anfang der 1980er Jahre. Die Aufsichtsbehörden in Niedersachsen und Bayern waren bis zuletzt gegen die Verabschiedung des neuen Regelwerks. Schließlich war die zur Verabschiedung der SiAnf erforderliche Einstimmigkeit im Länderausschuss für Atomkernenergie 2012 nur zu erreichen, nachdem auf Forderung Bayerns festgelegt wurde: „Die Veröffentlichung (der SiAnf) ist kein Anlass für eine gesonderte Sicherheitsüberprüfung.“ (BMWK/BMUV 2022c)

Das modernisierte Regelwerk, die „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ (SiAnf), ist nur bei Änderungsgenehmigungen sowie bei sicherheitstechnischen Bewertungen durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden heranzuziehen (GRS 2012). Im März 2015 wurden eine aktualisierte Fassung der SiAnf veröffentlicht. (GRS 2018)

Die Überarbeitung des kerntechnischen Regelwerks war nach Auffassung von Bund und Ländern erforderlich geworden, weil das bisherige, aus den frühen achtziger Jahren stammende Regelwerk veraltet ist. Dies wurde sowohl von Bund und Ländern wie auch von der internationalen Mission der IAEA IRRS⁸ festgestellt. (RENNEBERG 2010b)

⁵ Das Eintreten eines Ereignisses oder Ereignisablaufs oder Zustands kann als praktisch ausgeschlossen angesehen werden, wenn das Eintreten physikalisch unmöglich ist oder wenn mit einem hohen Maß an Aussagesicherheit das Eintreten als extrem unwahrscheinlich angesehen werden kann.

⁶ Siehe hierzu auch Kapitel 4.3

⁷ *“Comprehensive and systematic safety assessments are to be carried out periodically and regularly for existing installations throughout their lifetime in order to identify safety improvements that are oriented to meet the above objective. Reasonably practicable or achievable safety improvements are to be implemented in a timely manner.”*

⁸ Integrated Regulatory Review Service ist ein Service der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO)

Die deutschen Atomkraftwerke entsprechen nicht den Anforderungen des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik, wie er bei Neugenehmigungen heranzuziehen ist. Es ist aber nicht einmal eine vollständige Erfüllung der Anforderungen des geltenden kerntechnischen Regelwerks (SiAnf) nachgewiesen. Eine grundlegende Überprüfung der AKW anhand des jeweils aktuellen kerntechnischen Regelwerks findet nur mittels einer „Periodischen Sicherheitsüberprüfung“ (PSÜ) statt. Bei den derzeit noch laufenden Atomkraftwerken gab es eine PSÜ zuletzt 2009, als die SiAnf noch nicht in Kraft waren.

Da die Atomkraftwerke in den letzten Jahren zwar alle regulären Prüfungen der Komponenten durchgeführt haben, aber eine grundlegende Sicherheitsanalyse und Überprüfung der Störfallszenarien anhand des neuen Regelwerks von 2012 weitgehend unterblieben ist, sind unerkannte Defizite nicht auszuschließen, sodass in der Folge für einen Weiterbetrieb über den 31.12.2022 hinaus Investitionsbedarfe in die Sicherheitstechnik ebenfalls nicht auszuschließen sind. (BMWK/BMUV 2022a)

Bei einer PSÜ anhand der SiAnf ist außerdem zu berücksichtigen, dass sie sich ausdrücklich auf bestehende Anlagen beziehen und demzufolge ein Maßstab sind, der insbesondere bei *Änderungsgenehmigungen* für bestehende Atomkraftwerke heranzuziehen ist. Die Fortentwicklung der internationalen Reaktorsicherheit, wie sie z.B. der Reaktortyp EPR repräsentiert, ist nicht vollständig in den SiAnf abgebildet. Insbesondere reduzieren die SiAnf die Nachweispflicht bei sogenannten auslegungsüberschreitenden Ereignissen, wie es bei einer neuen Anlage nicht akzeptiert würde. Das Atomgesetz hat vergleichbare Anforderungen schon mit dem durch die Novelle von 1994 eingefügten § 7 Abs. 2a für Neuanlagen verlangt. (BMWK/BMUV 2022c).

Laut Bundesregierung wirft eine Laufzeitverlängerung über den 31.12.2022 hinaus erneute Fragen der Sicherheit und der Sicherheitsüberprüfung auf. So gab es mit Blick auf das Betriebsende zu Ende 2022 eine gesetzliche Ausnahme von der Sicherheitsüberprüfung (PSÜ), die nach internationalen Sicherheitsstandards alle 10 Jahre erforderlich ist. Diese hätten für die drei AKWs zum 31.12.2019 vorgelegt werden müssen, da die letzte umfangreiche Sicherheitsüberprüfung 2009 stattfand. *„Die Bundesregierung stellt fest, dass im Zuge einer grundlegenden Sicherheitsanalyse und Überprüfung der Störfallszenarien anhand des aktuellen Regelwerks von 2012 unerkannte Defizite nicht auszuschließen wären, sodass unter Zugrundlegung der Sicherheitsphilosophie von Bund und Ländern für den Betrieb von Atomkraftwerken für einen Weiterbetrieb Investitionsprogramme in die Sicherheitstechnik in wesentlichem Umfang notwendig werden dürften. Hierbei wäre auch zu berücksichtigen, dass angesichts des militärischen Überfalls von Russland auf die Ukraine und auch neue, bisher nicht betrachtete Risiko-Szenarien zu betrachten wären.*

Dies konfliktiert jedoch mit einem schnellen, befristeten Weiterbetrieb der Anlagen. Ein Weiterbetrieb wäre daher nur sinnvoll, wenn

- i. entweder die Prüftiefe der grundlegenden Sicherheitsanalyse verringert würde und/oder*
- ii. auf weitreichende Nachrüstungsmaßnahmen, die im Zuge der Sicherheitsüberprüfung gegebenenfalls angeordnet würden, verzichtet würde.“* (BMWK/BMUV 2022b)

Die Bundesregierung stellte also fest, dass ein Weiterbetrieb der drei verbliebenen AKW, wenn überhaupt, nur erfolgen könnte, wenn Abstriche bei der Sicherheit in Kauf genommen würden.

Alle 10 Jahre sollte gemäß Atomgesetz (§ 19 AtG) in einem Atomkraftwerk eine periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchgeführt werden. Dabei soll die Sicherheit der Atomkraftwerke umfassend überprüft werden. In den drei noch betriebenen Atomkraftwerken hätte 2019 eine PSÜ durchgeführt werden müssen. Laut Atomgesetz müssen nun keine umfassenden Sicherheitsüberprüfungen mehr erfolgen, denn gemäß § 19a, Absatz 2 AtG sind Sicherheitsüberprüfungen nur bis drei Jahre vor der Abschaltung gefordert. (BMUB 2016)

Der Gewährleistung eines angemessenen Schutzes der Bevölkerung vor einem möglichen Unfall in Atomkraftwerken entsprach und entspricht der Verzicht auf die periodischen Sicherheitsüberprüfungen nicht.

Laut Bundesregierung ist ein Verzicht auf eine PSÜ aus Sicht des Atomgesetzes so bedeutsam, dass sogar die Berechtigung zum Leistungsbetrieb unwiederbringlich erlischt. Die drei noch laufenden Atomkraftwerke verlieren ihre Berechtigungen somit nicht nur unmittelbar aufgrund der gesetzlichen Befristung, sondern auch aufgrund des Verzichtes auf eine PSÜ im Jahre 2019. (BMWK/BMUV 2022c)

Laut Europarecht darf der Gesetzgeber den Weiterbetrieb der Anlagen, die zuletzt vor 13 Jahren einer PSÜ unterzogen wurden, nach der Euratom-Richtlinie für nukleare Sicherheit nicht gestatten, ohne dass zuvor eine PSÜ durchgeführt wurde, die den Anforderungen entspricht. Die aufgrund nachvollziehbarer Verhältnismäßigkeitserwägungen vorgenommene Fristverlängerung auf 13 Jahre dürfte die äußerste Grenze einer EU-rechtskonformen Regelung sein, erklärt die Bundesregierung. Eine rechtlich zulässige Laufzeitverlängerung setzt nach verbindlichem EU-Recht voraus, dass die gründliche Prüfung, die üblicherweise mehrere Jahre dauert, vor einem möglichen Weiterbetrieb stattfindet. (BMWK/BMUV 2022c)

Das BMU erklärt, dass seit der Änderung des AtG im April 2002 die Durchführung einer zehnjährlichen PSÜ im AtG festgeschrieben ist. Die Pflicht zur Vorlage der Ergebnisse einer PSÜ entfällt, wenn der Genehmigungsinhaber gegenüber der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde verbindlich erklärt, dass er den Leistungsbetrieb der Anlage spätestens drei Jahre nach dem im AtG genannten Termin zur Vorlage der PSÜ endgültig einstellen wird.

Die im Abstand von zehn Jahren durchzuführenden periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) beinhalten auch Neubewertungen der getroffenen Schutzmaßnahmen gegen Einwirkungen von außen (EVA) unter Berücksichtigung der Fortentwicklung des Kenntnisstandes. (BMUB 2016)

Dabei sind insbesondere folgende Einwirkungen zu berücksichtigen:

- naturbedingte EVA, soweit sie standortspezifisch in Betracht zu ziehen sind, wie Erdbeben, Überflutung, extreme meteorologische Bedingungen oder biologische Einwirkungen und
- zivilisatorisch bedingte EVA, wie FLAB, anlagenexterne Explosionen, Einwirkungen von gefährlichen Stoffen und sonstige zivilisatorisch bedingte Einwirkungen.

Als Maßstab für die Bewertung des Schutzes gegen EVA sowie des Schutzes gegen Notstandsfälle⁹ dienen die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (SiAnf).

Eine umfassende und transparente Sicherheitsüberprüfung muss in jedem Fall Voraussetzung für die diskutierte Laufzeitverlängerung der drei noch in Betrieb befindlichen Atomkraftwerke sein. Sie muss vor einer Genehmigung zum weiteren Betrieb und auf Basis der aktuellen Sicherheitsanforderungen erfolgen. Die Bevölkerung und die Politik haben ein Recht darauf zu erfahren, welche Defizite die Atomkraftwerke im Vergleich zu den Sicherheitsanforderungen laut Stand von Wissenschaft und Technik aufweisen. Des Weiteren sollten sie Informationen erhalten, welche Nachrüstungen technisch möglich wären, aber aus wirtschaftlichen Gründen nicht erfolgen sollen. Diese wichtigen Entscheidungen sollten nicht von Aufsichtsbehörde und Betreiber hinter verschlossenen Türen gefällt werden.

⁹ Unfallbedingter Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle und die Einwirkung gefährlicher Stoffe werden im nationalen kerntechnischen Regelwerk als Notstandsfälle bezeichnet. Diese sollen mit Hilfe besonders geschützter Notstandseinrichtungen beherrscht werden. An sie werden geringere Redundanzanforderungen gestellt als an Einrichtungen zur Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3).

1.2 Anmerkungen zur Bewertung des TÜV-Süd

Im Auftrag des bayrischen Umweltministeriums erstellte der TÜV-Süd eine „Bewertung der konkreten erforderlichen technischen Maßnahmen für einen Weiterbetrieb des KKI 2 bzw. eine Wiederinbetriebnahme des Blocks C des KRB II“ (07.04.2022). (TÜV-Süd 2022)

Im Folgenden wird auf einige Punkte dieser Bewertung eingegangen.

Gundremmingen C

Der Block C des KKW Gundremmingen wurde am 31.12.2021 endgültig abgeschaltet. Bisher wurden noch keine Abbaumaßnahmen durchgeführt. Allerdings wurden laut TÜV-Süd bereits folgende Arbeiten ausgeführt:

- Zur Vorbereitung der Außerbetriebnahme von Systemen und Anlagenteilen wurden bereits Änderungen umgesetzt.
- Darüber hinaus wurden Anlagenänderungen zur Anpassung der Fahrweise von Systemen beantragt und teilweise bereits umgesetzt.
- Im Hinblick auf den dauerhaften Nicht-Leistungsbetrieb hat der Betreiber das Aussetzen von wiederkehrenden Prüfungen beantragt.
- Da im dauerhaften Nicht-Leistungsbetrieb keine betriebsbegleitende Ermüdungsüberwachung sowie keine Körperschallüberwachung mehr erforderlich sind, wird der Betreiber diese Tätigkeit nicht weiterführen.

Laut TÜV müssen diese Änderungen vor Wiederinbetriebnahme des Blocks C rückgängig gemacht werden. Da dieses aber möglicherweise gar nicht an allen Stellen möglich ist, schränkt der TÜV Süd ein, „gegebenenfalls“ müssen Änderungen rückgängig gemacht werden. Vor Inbetriebnahme müssten die ausgesetzten Wiederkehrenden Prüfungen gemäß dem gültigen Prüfhandbuch wieder durchgeführt werden. Ob bereits Abstriche bei den Wiederkehrenden Prüfungen erfolgten, wird nicht erwähnt. Ebenfalls unklar ist, ob die Bewertung der Ermüdungsüberwachung noch im erforderlichen Umfang erfolgte.

TÜV-Süd schreibt, es „ist davon auszugehen, dass ausreichend Reserveteile vorhanden sind.“ Das ist keine gutachterliche Aussage, die auf Fakten beruht.

Laut TÜV-Süd ist es „plausibel“, dass mit den im Lagerbecken des Blocks C vorhandenen Brennelementen ein Reaktorkern zusammengestellt werden kann, der sämtliche sicherheitstechnischen Randbedingungen erfüllt und der ohne Beschaffung frischer Brennelemente einen Leistungsbetrieb für ca. 6 Monate ermöglicht. Auch dieses ist keine Bewertung anhand vorhandener Fakten.

Laut TÜV Süd erfüllt der Block C die Anforderungen des sicherheitstechnischen und sicherungstechnischen Regelwerks, so dass nach unserem derzeitigen Kenntnisstand eine Wiederinbetriebnahme des Blocks aus technischer Sicht möglich ist.

Die Unterlagen für die 2019 periodische Sicherheitsüberprüfung wurde zwar fristgerecht vom Betreiber vorgelegt, aber von der Aufsichtsbehörde im Hinblick auf das Ende des Leistungsbetriebes vom 31.12.2021 von der Aufsichtsbehörde bewertet.

Isar 2

Laut TÜV-Süd wurde für KKI 2, das Aussetzen von wiederkehrenden Prüfungen für einen Teilumfang bereits als zulässig bewertet. Es wurde nicht erläutert, ob bereits Prüfungen eingestellt wurden.

Laut TÜV-Süd erfolgten sowohl die Erstellung und die Vorlage einer PSÜ durch den Betreiber als auch deren Begutachtung einschließlich der Abarbeitung möglicher Folgepunkte bisher immer betriebsbegleitend während des Leistungsbetriebs und erstreckten sich über einen Zeitraum von mehreren Jahren. Eine Unterbrechung des Leistungsbetriebs ist für KKI 2 weder im Leitfaden zur PSÜ

gefordert noch technisch erforderlich. Auch wenn diese Aussage zutreffend ist, ist diese Aussage auf die ggf. bevorstehende Sicherheitsüberprüfung nicht übertragbar.

Laut TÜV-Süd kann aus der nicht innerhalb eines 10 Jahres Zeitraums erfolgten Vorlage der Sicherheitsüberprüfung für das KKI 2 aus sicherheitstechnischer Sicht nicht abgeleitet werden, dass die erforderliche Schadensvorsorge nicht mehr gegeben ist. Aber auch das Gegenteil kann nicht abgeleitet werden. Im Vermerk wird zutreffend erklärt, dass diese Aussage des TÜV-Süd der in Deutschland bewährten Sicherheitsphilosophie und rechtlich gebotenen gutachterlichen Vorgehensweise widerspricht, sich auf Nachweise zu stützen und nicht auf Erwartungen. (BMWK/BMUV 2022c)

Insgesamt entpricht die Stellungnahme des TÜV-Süd zur Wiederinbetriebnahme von Gundremmingen C und einem möglichen Weiterbetrieb von Isar 2 nicht den Ansprüchen an eine fachliche Bewertung einer unabhängigen Sachverständigen-Organisation.

1.3 Atomkraftwerke Emsland, Isar-2 und Neckarwestheim-2

Emsland (KKE)

Das KKE am Standort Lingen ist ein Druckwasserreaktor der 1300 Megawatt (MW)-Konvoi-Baulinie des Herstellers Siemens. Die elektrische Bruttoleistung beträgt 1406 MW. Die Inbetriebnahme erfolgte im April 1988. Betreiberin ist die Kernkraftwerke Lippe-Ems GmbH (KLE) (Gesellschafter ist zu 100 % die RWE Nuclear GmbH).

Stilllegungsverfahren: Bereits mit Schreiben vom 22. Dezember 2016 hat die KLE GmbH einen Antrag nach § 7 Abs. 3 AtG auf Stilllegung und Abbau der Anlage gestellt. Dieser wird derzeit von der Aufsichtsbehörde bearbeitet. Derzeit werden von der Betreiberin sukzessive Antragsunterlagen eingereicht. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens finden regelmäßig Besprechungen des referatsübergreifenden Projektteams der Aufsichtsbehörde zur Stilllegung des KKE statt. Insgesamt kann mittlerweile der Arbeitsaufwand für das Stilllegungsverfahren als gleichberechtigt neben dem Arbeitsaufwand für das Aufsichtsverfahren zum Leistungsbetrieb angesehen werden.

Isar-2

Das bayrische Isar-2 ist ein Atomkraftwerk mit Druckwasserreaktor des Konvoi-Typs, das 1988 in Betrieb ging. Betreiber ist die PreussenElektra GmbH, Eigentümer sind PreussenElektra GmbH (75%) und die Stadtwerke München (25%). Die elektrische Bruttoleistung beträgt 1485 MW.

Stilllegungsverfahren: Die PreussenElektra GmbH hat mit Schreiben vom 1. Juli 2019 die Genehmigung zur Stilllegung und zum Abbau des Kernkraftwerks Isar 2 (KKI 2) nach § 7 Abs. 3 Atomgesetz (AtG) beantragt. Die Mitgenehmigungsinhaberin Stadtwerke München GmbH ist diesem Antrag mit Schreiben vom 17. Juli 2019 beigetreten.

Neckarwestheim-2

Das GKN II ist ein Atomkraftwerk mit Druckwasserreaktor des Konvoi-Typs mit einer elektrischen Bruttoleistung von 1400 MW, das 1989 in Betrieb ging. Betreiber ist die EnBW Kernkraft GmbH (EnKK). Die Jahresrevision 2021, welche unter erschwerten Bedingungen infolge der Corona-Krise durchgeführt wurde, fand vom 11. Juni bis zum 09. Juli 2021 statt.

Stilllegungsverfahren: Das Verfahren auf Erteilung einer Stilllegungs- und Abbaugenehmigung für das GKN II, das die EnKK mit einem Antrag vom 18. Juli 2016 und einer Ergänzung vom 15. Mai 2017 eingeleitet hat, wurde fortgeführt. Das Umweltministerium ist seitdem mit der Prüfung der sukzessive vorgelegten Unterlagen befasst.

Fazit

Für die drei Atomkraftwerke sind seit 2016 bzw. 2019 Anträge zur Stilllegung und Abbau gestellt worden, die bereits mit einem erheblichen Aufwand von den jeweiligen Aufsichtsbehörden in Bayern, Niedersachsen und Baden-Württemberg bearbeitet werden.

1.4 Neugenehmigung von Grohnde, Brokdorf und Gundremmingen C

Grohnde und Brokdorf gehören zu den Druckwasserreaktoren **der Baulinie 3 (auch Vor-Konvoi-Anlagen)** genannt). Diese Reaktoren sind seit dem 31.12.2021 endgültig abgeschaltet. Sie entsprechen in keiner Weise mehr dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik, denn ihr Basisdesign stammt aus den 1970er Jahren. Sie weisen zahlreiche Sicherheitsdefizite auf, die in zahlreichen Studien erläutert worden. Auf eine Darstellung wird hier verzichtet. Das Gleiche gilt für Gundremmingen C. Ein Siedewasserreaktor der Baulinie 1972.

Für die am 31.12.2021 abgeschalteten Anlagen ist die Berechtigung zum Leistungsbetrieb aufgrund der gesetzlichen Regelung erloschen. Ein Betrieb könnte nur aufgrund einer gesetzlichen Aufhebung des Erlöschens und einer gesetzlichen Laufzeitverlängerung erfolgen. Diese Entscheidungen des Gesetzgebers kämen hier einer "Neugenehmigung" gleich. Ein derartiges Gesetz ist nach der Rechtsprechung des Bundesverfassungsgerichts inhaltlich und verfahrensrechtlich weitgehend wie eine entsprechende behördliche Entscheidung zu behandeln. Insbesondere ist es im Hinblick auf den grundrechtlich geschützten Anspruch auf die bestmögliche Schadensvorsorge erforderlich, den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik der Nachweisführung zugrunde zu legen. Demnach müsste auch nachgewiesen werden, dass die Auswirkungen von Kernschmelzunfällen auf das Anlagengelände begrenzt werden können. Dieser Standard ist durch Nachrüstungen nicht zu erreichen. Das Bundesverfassungsgericht hat für Neugenehmigungen entschieden, dass dann, wenn die nach theoretischen wissenschaftlichen Konzepten erforderliche Schadensvorsorge praktisch nicht erreicht werden kann, die Genehmigung für ein Atomkraftwerk nicht erteilt werden darf. Es ist deshalb sehr wahrscheinlich, dass ein die Genehmigung ersetzendes Gesetz bereits im Eilverfahren vor dem Bundesverfassungsgericht aufgehoben würde. (BMWK/BMUV 2022a)

Seit 2014 gelten bei der Erteilung neuer Genehmigungen auch europaweit erhöhte Anforderungen an die Sicherheit von Atomkraftwerken. Denn auch unsere Nachbarn haben einen Anspruch darauf, vor den Gefahren deutscher Atomkraftwerke möglichst gut geschützt zu werden. (BASE 2022b) Sollte Deutschland erneut einen Sonderweg einschlagen, hat es Einfluss auf die Sicherheit aller europäischen Atomkraftwerke. Ein Exempel wäre geschaffen.

Da die Erteilung einer „Neugenehmigung“ für die bereits endgültig abgeschalteten Anlagen aus fachlicher Sicht als ausgeschlossen bewertet wird, wird auf diese Anlagen und ihre Auslegungsdefizite hier nicht weiter eingegangen. Beispiele aus dem Betrieb dieser Anlagen sind in Kapitel 5 bezüglich der Probleme im Reaktorkern dargestellt.

1.5 Streckbetrieb

Ein Druckwasserreaktor wird in der Regel knapp ein Jahr unterbrechungslos betrieben. Dafür muss er mit ausreichend Brennstoff (Uran-235) beladen werden. Um das zu gewährleisten, ist zu Beginn eines sogenannten Brennelementzyklusses überschüssiges Uran-235 vorhanden. Weil dadurch auch zu viele Neutronen für die Kernspaltung anfallen würden, muss dieser Überschuss durch neutronenabsorbierende Stoffe kompensiert werden. Dazu werden im Kühlmittel gelöste Borsäure und sogenannte Steuerstäbe verwendet. Da im Laufe des Brennelementzyklusses der Überschuss an Uran-235 durch Spaltung immer weiter abnimmt, wird die Konzentration der Borsäure kontinuierlich reduziert und die Steuerelemente werden schrittweise aus dem Reaktorkern gezogen. Ist keine Borsäure mehr im Kühlmittel und die Steuerelemente sind vollständig aus dem Kern gezogen, ist das Zyklusende erreicht.

Der Prozess des „selbst Abschaltens“ kann verlangsamt werden. Eine sehr wirksame Maßnahme ist die Reduktion der Kühlmitteltemperatur im Reaktor. Da durch die Temperaturreduktion die Dichte des

Kühlmittels im Reaktor zunimmt, werden die Neutronen besser abgebremst, wodurch mehr Neutronen für die Spaltung zur Verfügung stehen. Dadurch wird der Reaktor über sein natürliches Zyklusende hinausbetrieben, im sogenannten „Streckbetrieb“.

Der Streckbetrieb ist für deutsche Kernkraftwerke genehmigt und auch schon mehrfach (in unterschiedlichen Längen) durchgeführt worden. Ein solcher Betrieb ist für mindestens 80 Tage realisierbar. Da ein Reaktorblock im Streckbetrieb täglich ca. 0,5 % seiner Leistung einbüßt, wäre er nach 80 Tagen noch bei ca. 60 % seiner ausgelegten Leistung. (GRS 2022)

Mit dem Streckbetrieb ist es grundsätzlich möglich, die drei derzeitig betriebenen Atomkraftwerke weitere rund 80 Tage bei sukzessive abgesenkter Leistung weiterzubetreiben. Aber für Experten ist fraglich, ob der Streckbetrieb nicht ohnehin bereits in die Kalkulierung der Brennstoffmenge bis Dezember 2022 eingeplant wurde. Dann wäre ein späterer Streckbetrieb ausgeschlossen, es sei denn, die Leistung der AKW würde bereits jetzt reduziert.

Schon im März machten das Umwelt- und das Wirtschaftsministerium in einem gemeinsamen Prüfvermerk deutlich, dass mit einem Streckbetrieb der AKWs die Nettostromerzeugung nicht erhöht werden kann. Die Atomkraftwerke würden dann im Sommer 2022 weniger Strom produzieren, um über den 31.12.2022 hinaus im ersten Quartal 2023 noch Strom produzieren zu können. Bei einem Weiterbetrieb hätte der Gesetzgeber zuerst das Atomgesetz zu ändern. Vielfach wird geäußert, dass wenn der behördliche Aufwand schon betrieben werde, es sinnvoll sei, dann die AKWs auch länger laufen zu lassen.

Insofern wird in der vorliegenden Studie auf einen Streckbetrieb nicht weiter eingegangen.

2 Die BMU-Nachrüstliste

In Zusammenhang mit den 2010 bewilligten Laufzeitverlängerungen für die deutschen Atomkraftwerke wurde vom BMU eine Liste mit sicherheitstechnischen Anforderungen veröffentlicht. Die sogenannte „Nachrüstliste“ enthielt insgesamt 39 Anforderungen/Maßnahmen (BMU 2010b). Die „Nachrüstliste“ war erforderlich geworden, da aufgrund des 2000 beschlossenen Atomausstiegs bereits vielfach auf bis dahin erforderliche Nachrüstungen aufgrund der begrenzten Laufzeit verzichtet wurde.

Nach dem folgenschweren Unfall in Fukushima und dem darauffolgend entschiedenen Ausstieg aus der Atomenergie wurde im Juni 2012 eine aktualisierte Liste mit nur noch 25 Anforderungen/Maßnahmen veröffentlicht. (BMU 2012)

An der Nachrüstliste wurde von Experten umfangreiche Kritik geäußert (siehe z. B. (RENNEBERG 2010a)): So sei das Anforderungsniveau zu niedrig und die Anforderungen seien zu allgemein formuliert. Die Liste enthalte keinen Bezug zum nationalen Regelwerk oder zu internationalen Sicherheitsnormen. Bei aller Kritik enthält die BMU-Nachrüstliste auch ein Eingeständnis der vorhandenen Schwachstellen und Sicherheitsdefizite der deutschen Atomkraftwerke. **Ob, und wenn ja, welche Nachrüstungen/Maßnahmen laut BMU-Nachrüstliste 2012 erfolgten, ist nicht bekannt.** Tatsache ist, dass die eigentlich erforderlichen Nachrüstungen/Maßnahmen mit dem beschlossenen Atomausstieg erheblich reduziert wurden. Seit 2011/2012 ist bei der Sicherheit der deutschen Atomkraftwerke das vereinbarte Ende der Laufzeit berücksichtigt worden.

Alterung der Sicherheitsanalysen und Anwendung des neuen Regelwerks

In der Nachrüstliste sind zwei Anforderungen hinsichtlich erweiterter Sicherheitsüberprüfungen formuliert, die die Alterung der Sicherheitsnachweise betreffen. Erfahrungen zeigen, dass der vielfach behauptete hohe Sicherheitsstandard nicht zwangsläufig für alle real existierenden Anlagen gilt, da eine Überprüfung der alten Sicherheitsnachweise nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik nicht erfolgt (RENNEBERG 2010a).

Die Nachrüstliste fordert, dass die den Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zugrunde gelegten Sicherheitsanalysen in einem Nachweishandbuch dargestellt werden müssen. Dabei sind die Inhalte im Falle fortschreitender Regelwerksanforderungen auf Aktualität zu prüfen. Eine Überprüfung der Sicherheitsanalysen auf Aktualität ist erforderlich, da im November 2012 ein neues kerntechnisches Regelwerk verabschiedet wurde. Das vorher gültige kerntechnische Regelwerk stammt aus Ende der 1970er und Anfang der 1980er Jahre. Die Aufsichtsbehörden in Niedersachsen und Bayern waren bis zuletzt gegen die Verabschiedung des neuen Regelwerks. Das modernisierte Regelwerk, die „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ (SiAnf), ist nur bei Änderungsgenehmigungen sowie bei sicherheitstechnischen Bewertungen durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden heranzuziehen (GRS 2012).

Die niedersächsische Atomaufsicht (NMU) erklärte 2014 hinsichtlich der Forderungen der Nachrüstliste: *Eine systematische Überprüfung der gültigen Sicherheitsanalysen wurde im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung 2010 auf Basis des seinerzeit gültigen Regelwerks durchgeführt. Das neue Regelwerk konnte dabei noch nicht berücksichtigt werden, weil es erst danach verabschiedet wurde.* (NMU 2014)

Bewertung: Die Erstellung des Nachweisbuchs wurde für das AKW Grohnde von Betreiber und Aufsichtsbehörde schnell noch vor Veröffentlichung des neuen Regelwerks „erledigt“.¹⁰

2.1 Grenzen der Nachrüstungen

Die BMU-Nachrüstliste zeigt die vorhandenen Schwachstellen und Sicherheitsdefizite von deutschen Atomkraftwerken auf. Da sowohl in der BMU-Nachrüstliste als auch im Nationalen Aktionsplan meist nur sehr allgemeine Anforderungen formuliert wurden, hing es von den jeweiligen Aufsichtsbehörden ab, wie sie diese konkretisieren, d.h. in welchem Umfang und mit welchen Fristen sie Überprüfungen und Maßnahmen fordern. Der bestehende Beurteilungs- und Ermessensspielraum wurde und wird von der zuständigen Landesatomaufsicht in unterschiedlicher Weise ausgeübt.

Theoretisch bot die BMU-Nachrüstliste der Aufsichtsbehörde die Möglichkeit, in gewissem Rahmen erforderliche sicherheitstechnische Verbesserungen zu fordern. Die Betreiber von Atomkraftwerken sind laut Atomgesetz dazu verpflichtet, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zum Schutz von Leben und Gesundheit „erforderliche Vorsorge“ gegen Schäden zu gewährleisten. Was „erforderlich“ ist, wird aber nicht nur von sicherheitstechnischen Kriterien bestimmt, sondern auch von wirtschaftlichen. Eine Nachrüstung kann die zuständige Aufsichtsbehörde nur unter Beachtung der Verhältnismäßigkeit einfordern. Dabei spielt auch die verbleibende Betriebszeit eine wesentliche Rolle. **Wesentliches Kriterium ist die Zumutbarkeit für den Betreiber und nicht der Schutz der Bevölkerung.**

Grundsätzlich ist auch zu bedenken, dass Nachrüstungen nicht automatisch den sicherheitstechnischen Zustand verbessern, sie können zunächst auch negative Auswirkungen haben. Die Ausfallrate von Komponenten ist statistisch gesehen am Anfang ihrer Einsatzzeit durch Fehler bei Fertigung und Montage hoch. Um diesem Trend so weit wie möglich entgegen zu wirken, wären strenge Auflagen zur Qualitätssicherung erforderlich. Dass dies zurzeit nicht der Fall ist, zeigt die Auswertung der aktuellen meldepflichtigen Ereignisse. Unter den bestehenden Randbedingungen entstehen durch Wartungs-/Instanthaltungs- und Montagefehler sowie durch den Einbau nicht spezifikationsgerechter Bauteile zusätzliche Fehler in den Atomkraftwerken.

¹⁰ Obwohl nicht verpflichtend, erfolgte auf Veranlassung der Aufsichtsbehörde Baden-Württemberg eine erweiterte Sicherheitsüberprüfung der AKWs Philippsburg 2 und Neckarwestheim-2 auf Grundlage des neuen Regelwerks. (BW UM 2016)

2.2 Fazit

In Zusammenhang mit den 2010 bewilligten Laufzeitverlängerungen für die deutschen Atomkraftwerke wurde vom BMU eine Nachrüstliste mit insgesamt sicherheitstechnischen 39 Anforderungen/Maßnahmen veröffentlicht. Die „Nachrüstliste“ war erforderlich geworden, da aufgrund des 2000 beschlossenen Atomausstiegs bereits vielfach auf bis dahin erforderliche Nachrüstungen aufgrund der begrenzten Laufzeit verzichtet wurde.

Nach dem folgenschweren Unfall in Fukushima und dem darauffolgend entschiedenen Ausstieg aus der Atomenergie wurde im Juni 2012 eine aktualisierte Liste mit nur noch 25 Anforderungen/Maßnahmen veröffentlicht. (BMU 2012)

Da in der BMU-Nachrüstliste nur sehr allgemeine Anforderungen formuliert wurden, hing es von den jeweiligen Aufsichtsbehörden ab, ob und in welchem Umfang sie Überprüfungen und Maßnahmen fordern. Theoretisch bot die BMU-Nachrüstliste der Aufsichtsbehörde die Möglichkeit, in gewissem Rahmen erforderliche sicherheitstechnische Verbesserungen zu fordern. Die Betreiber von Atomkraftwerken sind laut Atomgesetz dazu verpflichtet, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zum Schutz von Leben und Gesundheit „erforderliche Vorsorge“ gegen Schäden zu gewährleisten. Was „erforderlich“ ist, wird aber nicht nur von sicherheitstechnischen Kriterien bestimmt, sondern auch von wirtschaftlichen. **Wesentliches Kriterium ist die Zumutbarkeit für den Betreiber und nicht der Schutz der Bevölkerung.**

Zwar kann auch durch Nachrüstungen ein potenzieller Unfall mit erheblichen radioaktiven Freisetzungen nicht „praktisch ausgeschlossen“ werden, dennoch muss alles getan werden, um im Rahmen der Möglichkeiten bekannte Schwachstellen auszugleichen oder diesen entgegen zu wirken.

3 Sicherheitsüberprüfungen nach Fukushima

Im März 2011 zeigten die schweren Unfälle im japanischen AKW Fukushima Dai-ichi der Welt, dass schwere Unfälle mit gravierenden radioaktiven Freisetzungen auch heutzutage und auch in einem westlichen Industrieland auftreten können. Die Unfälle führten zu internationalen und nationalen Überprüfungen der Sicherheit von Atomkraftwerken.

3.1 RSK-Sicherheitsüberprüfung (RSK SÜ)

Als eine Reaktion auf den Unfall in Fukushima hat die Bundesregierung zusammen mit den Ministerpräsidenten der Länder mit Standorten von Atomanlagen am 14. März 2011 beschlossen, die Sicherheit aller Atomanlagen in Deutschland zu überprüfen. Das damalige Bundesumweltministerium (BMU) hat im Jahr 2011 die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) beauftragt, die **anlagenspezifische Sicherheit** aller deutschen Atomkraftwerke zu bewerten. (BMUB 2016)

Die RSK hat in einer Stellungnahme vom 17. Mai 2011 erste Maßnahmen zur Verbesserung der Robustheit der deutschen Atomkraftwerke empfohlen. Die RSK definierte für die verschiedenen möglichen Einwirkungen, aufbauend auf einem Basislevel, drei durch unterschiedlich hohe Sicherheitsanforderungen gekennzeichnete Robustheitslevel. Die RSK-Experten hielten es für angemessen, dass mindestens Robustheitslevel 1 angestrebt wird (RSK 2011).

3.2 Der EU Stresstest

Als Reaktion auf die katastrophalen Unfälle im AKW Fukushima sollten alle europäischen Reaktoren einer transparenten Sicherheitsüberprüfung („Stresstest“) unterzogen werden. Die European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) übernahm diese Aufgabe, versprach aber u.a. aus Zeitgründen keinen umfassenden Test. Der EU Stresstest wurde definiert als Neubewertung der Sicherheitsmargen gegenüber unerwarteten externen Ereignissen (ENSREG 2011).

Unstrittig ist, dass wichtige Sicherheitsaspekte der Atomkraftwerke im Rahmen des Stresstests nicht betrachtet wurden. (WENISCH 2012). Trotz aller Kritik lieferte der EU Stresstest interessante Ergebnisse und wies auf Sicherheitsdefizite in allen europäischen Atomkraftwerken hin.

Alle Länder erstellten Nationale Aktionspläne, um die im Stresstest identifizierten Mängel zu beseitigen. **Der Umfang der geforderten Sicherheitsüberprüfung wurde in Deutschland hinsichtlich der verbleibenden Restlaufzeiten begrenzt.** Das BMUB erklärt bzgl. des Nationalen Aktionsplans in Deutschland: „Der Aktionsplan für Maßnahmen in den Kernkraftwerken wurde unter Berücksichtigung der mit dem für Deutschland beschlossenen Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie zur Gewinnung von Elektrizität verbundenen **Restlaufzeiten** der Kernkraftwerke in Abstimmung zwischen dem BMUB und den Aufsichtsbehörden der Länder erstellt und erstmalig am 31.12.2012 veröffentlicht.“ (BMUB 2014).

Der Nationale Aktionsplan in Deutschland umfasst 24 Maßnahmen. Die Aufsichtsbehörden der Länder erstellten im eigenen Ermessen anlagenspezifische Aktionspläne für die jeweiligen Atomkraftwerke. Der Aktionsplan für Gundremmingen beispielsweise umfasste nur 14 sehr allgemeine Anforderungen/Maßnahmen.

Das ENSREG Fact-Finding Team, das die EU Stresstest Ergebnisse bewertete und eine Ortsbesichtigung am 12. bis 14. September 2012 in Gundremmingen durchführte, zeigte sich besorgt über den geringen Umfang der geplanten Nachrüstmaßnahmen: Das Team forderte, dass ungeachtet der verbleibenden Betriebszeit die nukleare Sicherheit die übergeordnete Priorität besitzen sollte. (ENSREG GE 2012)

Im Dezember 2017 wurde mit der vierten Fortschreibung des deutschen Aktionsplanes der abgeschlossene Nationale Aktionsplan veröffentlicht. (BMUB 2017)

3.3 Mängel im Erdbebenschutz und Hochwasserschutz

Das ENSREG Peer Review Team kritisierte 2012, dass die Sicherheitsmargen und die Cliff-Edge-Effekte für Erdbebenereignisse nicht bestimmt wurden (ENSREG 2012). Die RSK hielt eine grundsätzliche Neubewertung der Erdbebenrisiken in Deutschland für erforderlich (RSK 2011). Die RSK weist in ihrer Sicherheitsüberprüfung 2011 einleitend darauf hin, dass neuere Kurven für die Ermittlung von Überschreitungswahrscheinlichkeiten des Erdbebenzentrums Potsdam an verschiedenen Standorten möglicherweise zu höheren Bemessungserdbeben führen würden. Neuere geologische Untersuchungen zeigten, dass für Atomkraftwerke in Deutschland (und Frankreich) die Erdbebengefährdung in der Nähe des Rheingrabens (d.h. Philippsburg und Neckarwestheim) vermutlich unterschätzt wurde. (BMLFUW GE 2014)

Die Bewertung der einzelnen Anlagen nahm die RSK 2011 daher vorbehaltlich einer neuen Einstufung im Sinne einer Höherstufung der Erdbebengefährdung vor. Dennoch erreichen Isar-2 und Emsland (genauso wenig wie Gundremmingen C, Grohnde, Philippsburg-2,) nicht einmal Robustheitslevel 1. Diese Anlagen konnten keine Auslegungsreserven hinsichtlich Erdbeben nachweisen. Nur Neckarwestheim-2 (genau wie Brokdorf) erfüllte die Kriterien für Level 1.

Der Nationale Aktionsplan fordert bzgl. Erdbeben (N14): *Die Robustheit gegenüber auslegungsüberschreitenden Erdbebeneinwirkungen soll bewertet werden. Hierzu sind die Kriterien aus der RSK Sicherheitsüberprüfung für mindestens Robustheitslevel 1 heranzuziehen.*

Für Isar-2 war laut Nationalem Aktionsplan anlagenspezifisch eine systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitendem Erdbeben geplant. Diese sind inzwischen erfolgt, welche Ergebnisse diese Überprüfungen hatten, ist nicht bekannt. Im abschließenden Nationalen Aktionsplan wird für Isar-2 erklärt, dass mit den bestehenden und neuen Notfallmaßnahmen die vitalen Funktionen auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen aufrechterhalten/wiederhergestellt werden können.

Die RSK erklärte in der abschließenden Bewertung der Maßnahmen, dass die implementierten **Notfallmaßnahmen** nur dann geeignet sind, wenn technische Voraussetzungen erfüllt sind und sie in kurzer Zeit durchführbar sind. Ob das möglich ist, bewertet die RSK nicht. Aber gerade die nicht gewährleistete Durchführbarkeit der vorgesehenen Notfallmaßnahmen war eine wesentliche Kritik von ENSREG für Deutschland im Rahmen des EU Stresstests.

Zu bedenken ist auch, dass der Sicherheitszustand auf dem Papier nicht zwangsläufig dem real vorhandenen Sicherheitszustand entspricht, wie das Beispiel in Philippsburg 2 zeigt. Die RSK betonte, dass vor dem Hintergrund des meldepflichtigen Ereignisses „*Fehlerhafte Verbindungsbolzen an Halterungen von Lüftungskanälen*“ in Philippsburg-2 im Dezember 2016 noch eine generische Beratung zur Glaubwürdigkeit der VGB-Ergebnisse zum Erdbebenschutz stattfinden muss. In der Ursachenüberprüfung des als INES 1 klassifizierten Ereignisses wurde festgestellt, dass die für die Auslegung gegen Erdbeben und Flugzeugabsturz vorgesehene bautechnische Entkopplung im Notspeisegebäude nicht an jeder Stelle eingehalten wird, so dass im Störfall und bei Notstandsfällen die Funktion wichtiger Systeme nicht gewährleistet ist.

Laut RSK-SÜ aus 2011 ist eine abschließende Beurteilung der Reserven hinsichtlich Hochwassers im ersten Schritt der Sicherheitsüberprüfung nicht möglich. Belastbare Bewertungen sind aufgrund der vielen bestehenden Unsicherheiten bei der Bewertung von Extremhochwasser grundsätzlich schwierig. Laut RSK-SÜ aus 2011 haben nur Emsland und Isar-2 Robustheitslevel 1 erreicht, Neckarwestheim-2 erreicht Robustheitslevel 1 nicht. (RSK 2011)

3.4 Fazit

Der folgenschwere Unfall im Atomkraftwerk Fukushima war vorhersehbar und hätte verhindert werden können. Unfallursache war nicht, wie zunächst immer betont, das unkalkulierbare Restrisiko. Eine Vielzahl von Fehlern und vorsätzlichen Nachlässigkeiten hat zum Unfall geführt. Die Aufsichtsbehörde hat zudem international anerkannte Sicherheitsrichtlinien nur sehr schleppend eingeführt. Schon vor dem Unfall waren dem Betreiber (TEPCO) Erkenntnisse über das Tsunami-Risiko und über notwendige Verbesserungen der Notfallschutzmaßnahmen bekannt. Es wurde jedoch kein Geld in Schutzmaßnahmen investiert, weil die möglichen Gefahren als zu unwahrscheinlich erachtet wurden. TEPCO räumte ein, die Naturgefahren vorsätzlich verharmlost zu haben, da eine Stilllegung des Atomkraftwerks sowie eine Stärkung einer atomkritischen Haltung in der Bevölkerung befürchtet wurden.

Die im Nachgang zu den Unfällen in Fukushima durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen der deutschen Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der EU Stresstest zeigen, dass auch die deutschen Atomkraftwerke nicht ausreichend gegen Erdbeben und Hochwasser geschützt sind. Zusätzlich wurde deutlich, dass die Durchführbarkeit und die Funktionsfähigkeit der Notfallschutzmaßnahmen nicht gewährleistet sind. Dennoch wird das Risiko eines schweren Unfalls von den Betreibern verharmlost. **In den Grundzügen war die Situation in Deutschland vergleichbar mit der Situation in Japan.**

Der deutsche Aktionsplan zur Beseitigung der identifizierten Schwachstellen wurde unter Berücksichtigung der **Restlaufzeiten der Atomkraftwerke begrenzt. Der Umfang der erfolgten Maßnahmen infolge des Nationalen Aktionsplans ist insgesamt schwer zu bewerten. Die „Verbesserung“ des Schutzes vor externen Ereignissen geschah vor allem auf dem Papier, z. B. durch Abbau von Sicherheitsmargen. Gerade hinsichtlich der angemessenen Berücksichtigung der externen Einwirkungen (Erdbeben, Hochwasser und Extremwetterereignisse) scheint Deutschland nicht von den Erfahrungen aus Fukushima gelernt zu haben.**

4 Neue Sicherheitsanforderungen in Europa

Im letzten Jahrzehnt sind in Europa neue Sicherheitsanforderungen für Atomkraftwerke zur Harmonisierung der verschiedenen nationalen Regelwerke formuliert worden. Diese wurden nach dem Unfall in Fukushima noch einmal erweitert und konkretisiert.

4.1 WENRA Referenzlevel für bestehende Atomkraftwerke

Im Jahr 2006 veröffentlichte die Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), ein Zusammenschluss europäischer Atomaufsichtsbehörden, erstmalig Referenzlevel als Sicherheitsstandard für die in Betrieb befindlichen europäischen Atomkraftwerke (WENRA 2006). In den Jahren 2007 und 2008 wurden die insgesamt 295 Referenzlevel aktualisiert.

Der Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi im März 2011 veranlasste die WENRA Referenzlevels zu überarbeiten und zu erweitern. Die neuen Richtlinien wurden im September 2014 veröffentlicht (WENRA 2014). Am 01.01.2021 hatte Deutschland 31 der 342 RL aus 2014 noch nicht in das Regelwerk übernommen.

Im Jahr 2020 wurden die Referenzlevel erneut überarbeitet. Diese Überarbeitung befasst sich mit den Themen, die in der Überarbeitung von 2014 nicht überarbeitet wurden. Eine Überprüfung hat ergeben, dass die technische Alterung in das Alterungsmanagement aufgenommen werden muss. Außerdem bestand die Notwendigkeit, die in den Sicherheitsnachweisen zu behandelnden Gefahren zu vervollständigen. Um dies zu erreichen, wurde das Thema S (Schutz gegen Brände im Inneren) auf alle internen Gefahren (Thema SV) und Thema T (Naturgefahren) auf alle äußeren Gefahren erweitert (Thema TU). (WENRA 2021)

Referenzlevel F wurde komplett überarbeitet, und das Konzept der “Design Extension Conditions” (DEC) eingeführt. Laut WENRA Referenzlevel F sollen alle vernünftig machbaren („reasonably practicable“) Maßnahmen implementiert werden, die schwere Unfälle verhindern können (DEC A). Zusätzlich sollen für postulierte schwere Unfälle im Reaktorkern und den Brennelementlagerbecken und daraus resultierende Kernschmelzphänomene Maßnahmen implementiert werden, die mögliche Auswirkungen mindern (DEC B).

Es ist aber den jeweiligen Betreibern und Aufsichtsbehörden überlassen, wie die „vernünftig machbaren“ Sicherheitsverbesserungen identifiziert werden und in welchem Umfang diese umgesetzt werden. Üblicherweise spielt dabei auch die noch zu verbleibende Betriebszeit eines Atomkraftwerks eine entscheidende Rolle.

4.2 WENRA Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke

Die Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke (Safety Objectives for New Power Reactors), die von der Arbeitsgruppe Reactor Harmonization Working Group (RHWG) der WENRA 2013 veröffentlicht wurden, können noch als Stand von Wissenschaft und Technik angesehen werden. Diese Sicherheitsziele sollen laut WENRA auch als Referenz verwendet werden, um bei den bestehenden Atomkraftwerken im Rahmen der **periodischen Sicherheitsüberprüfungen** die vernünftig machbaren Nachrüstungen zu identifizieren. (WENRA 2013)

4.3 Neue EU-Richtlinie für nukleare Sicherheit

Am 08. Juli 2014 hat der Rat der Europäischen Union die Richtlinie 2014/87/EURATOM zur Änderung der Richtlinie 2009/71/EURATOM über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen verabschiedet. (BMUB 2015a)

Die Hauptforderung der geänderten europäischen Richtlinie zur nuklearen Sicherheit (Nuclear Safety Directive (NSD)) (nach Artikel 8a) ist, dass:

- frühe Freisetzungen, die außerhalb des Anlagengeländes Katastrophenschutzmaßnahmen erfordern, für die nicht genug Zeit zur Verfügung steht und

- hohe Freisetzungen, die Schutzmaßnahmen erfordern, die nicht in Raum und Zeit begrenzt sind, vermieden werden sollen.

Das wichtigste Ziel der überarbeiteten NSD ist insofern die Vermeidung von Freisetzungen mit großen Konsequenzen. Dieses basiert auf Anforderungen für neue Atomkraftwerke, die auch für die betriebenen Atomkraftwerke angewendet werden sollen. Diese Anforderung besteht für deutsche Atomkraftwerke bisher nicht.

4.5 Keine internationalen Sicherheitsüberprüfungen

Eine internationale Überprüfung der Betriebsweise der deutschen Atomkraftwerke fand und findet nicht statt. Eine Überprüfung der Betriebssicherheit eines Atomkraftwerks und somit auch der Sicherheitskultur führt auf Anfrage ein Expertenteam der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEO) durch. Ziel einer sogenannten OSART¹¹-Mission ist u.a. eine umfassende Bewertung der Betriebsführung einer Anlage nach internationalen Standards. Die Zielgruppe der Ergebnisse einer Mission sind die Genehmigungsinhaber sowie die zuständigen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden.

In Deutschland wurden bislang nur sechs OSART-Missionen der IAEA durchgeführt. Die Missionen fanden hauptsächlich Ende der 1980er und Anfang der 1990er Jahre statt. Die letzte OSART-Mission in Deutschland wurde vor mehr als 10 Jahren im Jahr 2007 (Follow-up Mission 2009) in Neckarwestheim durchgeführt. Weitere derartige Überprüfungen wurden nicht mehr durchgeführt.

4.6 Fazit

Es bestehen nun zwar hohe Sicherheitsanforderungen für Atomkraftwerke in Europa und auch in Deutschland. Aber Aufsichtsbehörde und Betreiber verhandeln weiterhin unter Ausschluss der Öffentlichkeit darüber, welche **Nachrüstungen „vernünftig machbar“ sind. Erfahrungsgemäß stehen dabei eher wirtschaftliche als sicherheitstechnische bzw. risikomindernde Aspekte im Vordergrund.**

Die WENRA Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke sollen laut WENRA auch als Referenz verwendet werden, um bei den bestehenden Atomkraftwerken im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) die vernünftig machbaren Nachrüstungen zu identifizieren. **Die PSÜ fanden in Deutschland laut Atomgesetz aufgrund der verbleibenden Restlaufzeiten nicht mehr statt. Unabhängig von der zu verbleibenden Restlaufzeit sollten umfassende Sicherheitsüberprüfungen erfolgen. Das galt für die vereinbarten Restlaufzeiten und gilt umso mehr für die angedachten Verlängerungen der Laufzeiten.**

Die Bevölkerung und die Politik haben ein Recht darauf zu erfahren, welche Defizite die Atomkraftwerke aufweisen. Sie sollten auch wissen, welche Nachrüstungen technisch möglich sind und welche davon als wirtschaftlich angemessen erachtet werden, um sie vor einem schweren Unfall und möglichen gesundheitlichen Auswirkungen und langfristigen Umsiedlungen zu bewahren.

5 (Neue) Probleme im Reaktorkern

In den letzten Jahren häuften sich die Schäden und Befunde im Reaktorkern.

5.1 Verformungen von Brennelementen in Druckwasserreaktoren (DWR)

Etwa ab dem Jahr 2000 wurde in deutschen DWR eine Zunahme von bleibenden Brennelementverformungen im Laufe des Reaktorbetriebs verzeichnet, erklärt die RSK. Die einzelnen Atomkraftwerke waren in unterschiedlichem Maß betroffen. Diese Verformungen führten zuerst zu BE-Handhabungsproblemen und in einzelnen Fällen auch zu erhöhten Einfallzeiten oder zum Nichterreichen der unteren

¹¹ Operational Safety Review Team

Endstellung beim Steuerelementeinfall.¹² In Isar-2 wurde festgestellt, dass ein Steuerelement bei einer ereignisbedingten Leistungsreduktion die untere Endstellung nicht erreicht hatte. Die Verformung von Brennelementen trat auch in Neckarwestheim 2 auf.

Nachdem bereits wiederholt eine Verformung der Brennelemente im AKW Brokdorf festgestellt wurde, zeigten sich im August 2013 bei der Inspektion von 16 Brennelementen (BE) erneut Befunde. In zwei Fällen wurde ein Hüllrohrdurchbruch erkannt, was zum Brennstoffverlust von jeweils vier Pellets führte. (BFS 2013)

Die Reaktorsicherheitskommission (RSK) veröffentlichte am 18.03.2015 eine Stellungnahme zur Verformung der Brennelemente von DWR, den Auftrag dazu erteilte das BMU bereits 2012. (RSK 2015c)

Die RSK erklärt, dass Brennelement-Verformungen von sicherheitstechnischer Bedeutung sein können. Hiervon betroffen sind die Schutzziele „Kühlung der Brennelemente“ und „Kontrolle der Reaktivität“. Der Umgang mit stärker verformten Brennelementen erfordert des Weiteren besondere Vorsichtsmaßnahmen zur Vermeidung von mechanisch verursachten Schäden an Brennstäben (Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“). **Mit Priorität ist deshalb Vorsorge zu treffen, dass Verformungen künftig durch geeignete Konstruktion, Werkstoffwahl und Betriebsweisen begrenzt werden.**

Von den Betreibern wurde **berichtet, dass eine zeitliche Korrelation zwischen den eingesetzten Brennelementtypen und der Zu- bzw. Abnahme der Neutronenflussschwankungen andererseits festgestellt werden konnte.**

Die RSK hat insgesamt neun Empfehlungen ausgesprochen, die sicherstellen sollen, dass die Eintrittswahrscheinlichkeit für unzulässige BE-Verformungen reduziert wird, die sicherheitstechnischen Nachweise unter Berücksichtigung von gegebenen Brennelementverformungen geführt werden und Maßnahmen bei Vorliegen von Schwergängigkeiten von Steuerelementen festgelegt werden.

Die RSK stellte 2020 fest, dass Betreiber und Hersteller bereits eine Reihe von Maßnahmen zur Verringerung der Brennelementverformungen vorgenommen haben, die bereits eine Verbesserung der Situation erkennen lassen. Dennoch sieht die RSK weiteren Untersuchungsbedarf zur Sicherstellung der Kühlung des Kerns bei verformten Brennelementen. (RSK 2020a)

5.2 Bruch von Drosselkörpern, Niederhaltefedern und Zentrierstiften von BE

Die RSK verfasste in Ergänzung zur o.g. Stellungnahme zur Verformungen von Brennelementen eine Stellungnahme zu „**Schäden an BE-Zentrierstiften und Kernbauteilen**“. Grundlage für die Stellungnahme war derselbe Beratungsauftrag des BMUB aus 2012. In dieser Stellungnahme werden auch die später bekannt gewordenen Schäden an Drosselkörper-Federn betrachtet. (RSK 2016a)

Brüche an Niederhaltefedern und an Federn von Drosselkörpern

Im AKW **Brokdorf** (KBR) wurden im Jahr 2012 ca. 120 Brüche an Brennelement-Niederhaltefedern aus Alloy X-750 festgestellt. Die Schadensursache war in allen Fällen die sogenannte interkristalline Spannungsrisskorrosion (ISpRK). Auch im AKW **Grafenrheinfeld** (KKG) wurden bei Inspektionen im Jahr 2012 zwei und während der Revision 2013 vier gebrochene Niederhaltefedern gefunden. (RSK 2016a) Während des Stillstands 2017 wurden im AKW **Emsland** 44 der insgesamt 193 BE gegen neue ausgetauscht und bereits eingesetzte BE routinemäßig inspiziert. Hierbei wurde an insgesamt drei BE jeweils eine gebrochene Niederhaltefeder festgestellt.

¹² Die Brennelemente enthalten neben den Brennstäben eine Anzahl von Steuerstabführungsrohren. Die Struktur des BE muss den vollständigen Einfall der Steuerelemente sicherstellen. Insbesondere im unteren Bereich des Führungsrohres können die Reibkräfte so groß werden, dass das Steuerelement (SE) stecken bleibt und die untere Endstellung nicht erreicht.

Im Rahmen einer Kernbelegungskontrolle im AKW Grohnde am 12. Mai 2014 wurde an einem **Drosselkörper**¹³ (DK) im Reaktorkern ein loses Teil gefunden und geborgen. Nach näherer Inspektion stellte sich heraus, dass es sich um ein Bruchstück der im Drosselkörper befindlichen Druckfeder handelt. Nachfolgende Untersuchungen fanden weitere schadhafte Drosselkörper. Aufgrund der Befundfeststellung in Grohnde wurden bei den Revisionen an den Druckwasserreaktoren die Drosselkörperfedern mit Endoskopen visuell geprüft. Dabei hat sich gezeigt, dass auch in fast allen weiteren AKWs mit Druckwasserreaktoren (Brokdorf, **Neckarwestheim 2**, **Isar 2** und Philippsburg 2) Schädigungen an einigen Drosselkörpern vorlagen.

Die defekte Feder eines Drosselkörpers hat laut Untersuchungen der GRS in 2014 zunächst keine Bedeutung für die Funktion des Drosselkörpers oder die Strömungsführung im Kern. Bei den Brüchen an den Niederhaltefedern und Federn an den Drosselkörpern ergibt sich aber eine sicherheitstechnische Bedeutung durch lose Teile, d. h. Bruchstücke von gebrochenen Federn. Je nach Gewicht und Größe kann nicht ausgeschlossen werden, dass vagabundierende Bruchstücke im Primärkreislauf zu Schädigungen an Brennelementhüllrohren oder den Dampferzeuger-Heizrohren führen können. Die Auswirkungen der möglichen Schädigungen sind laut RSK durch die Anlagenauslegung abgedeckt. **Die RSK nimmt damit in ihrer Bewertung einen Störfall in Kauf.**

Schäden an BE-Zentrierstiften

Befunde (Brüche und Risse) an Brennelement (BE)-Zentrierstiften aus dem Werkstoff Alloy X-750 sind in vielen Atomkraftwerken mit Druckwasserreaktoren in den 80er Jahren und vereinzelt in den 90er Jahren bekannt geworden. Ende der 80er Jahre wurden die BE-Zentrierstifte im oberen Kerngerüst (OKG) weitgehend (nicht flächendeckend) durch Zentrierstifte aus dem austenitischen Werkstoff 1.4571K70 ersetzt, was die Anzahl der Brüche deutlich reduzierte. Es gab auch noch einige Brüche an BE-Zentrierstiften aus diesem austenitischen Werkstoff.

An den BE-Zentrierstiften tritt laut RSK somit ein bekannter Alterungsmechanismus auf. Angesichts der o. g. geringen sicherheitstechnischen Bedeutung von Brüchen einzelner BE-Zentrierstifte ist es ausreichend, ein systematisches Versagen von BE-Zentrierstiften aufgrund von Alterungsmechanismen auszuschließen. Dies soll laut RSK durch geeignete Konzepte der wiederkehrenden Prüfung (WKP) in den Anlagen sichergestellt werden.

Bei der visuellen Inspektion des oberen Kerngerüsts (OKG's) 2012 und 2013 in Philippsburg-2 wurden gebrochene BE-Zentrierstifte festgestellt. **Es zeigt sich also, dass die Abhilfemaßnahme (Änderung des Werkstoffes von Alloy X-750 auf Austenit 1.4571K70) nicht ausreichend war**, um Brüche an Zentrierstiften zu verhindern.

Die Brennelement-Zentrierstifte sind Bestandteile der Reaktordruckbehälter-Einbauten. Ihre Aufgabe besteht darin, die BE beim Einsetzen in den Kern zu zentrieren. Während des Betriebs und bei Störfällen tragen die Zentrierstifte dazu bei, im Verbund mit der Kernumfassung, die Geometrie des Kerns so zu erhalten, dass dessen sichere Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit gewährleistet ist. Die übergeordneten sicherheitstechnischen Anforderungen an die Brennelement-Zentrierstifte sind, die Kontrolle der Reaktivität und die Kühlbarkeit des Reaktorkerns zu gewährleisten.

Infolge der aufgetretenen Schäden an BE-Zentrierstiften sind in allen Anlagen spezifische Überwachungsmaßnahmen realisiert worden. Bei den Revisionen wird gezielt, durch visuelle Inspektion, nach Schädigungen (Verbiegung, An- oder Abriss) an den BE-Zentrierstiften gesucht. Bei Schädigungsverdacht wird an diesen BE-Zentrierstiften eine Ultraschallprüfung durchgeführt. Aber

¹³ Drosselkörper dienen dem Einsatz in den Führungsrohren der Brennelemente auf allen Kernpositionen, die nicht mit Steuerelementen besetzt sind. Die Drosselkörper werden mit Druckfedern zwischen Brennelement und oberem Kerngerüst federnd verspannt.

offenbar sind die Maßnahmen nicht ausreichend: In 2018 wurde im AKW Grohnde erneut ein Bruch eines Brennelement-Zentrierstiftes gemeldet. (NMU 2018).

5.3 Unzulässige Oxidation an den Brennstäben

Das AKW Brokdorf wurde am 4. Februar 2017 zum jährlichen Brennelementwechsel vom Netz genommen. Beim Entladen von Brennelementen wurden im Reaktorwasser außergewöhnlich viele Schwebstoffe festgestellt, die sich als abgelöste Teile der Oxidschichten an Brennstäben¹⁴ herausstellten. Messungen ergaben Schichtdicken, die die Grenzwerte und Zuwachsprognosen an einigen Stellen deutlich überschritten. Insgesamt wurden 92 M5-Brennelemente, dabei 5.405 Brennstäbe vermessen. Davon wiesen 464 Brennstäbe einen erhöhten Oxidbefund unterhalb und 10 Brennstäbe Oxidschichtdicken oberhalb des Grenzwerts auf. (SH 2018)

Der Grenzwert für die gesamte Einsatzdauer eines Brennelementes (in der Regel bis zu 5 Zyklen, bzw. 5 Jahren) liegt bei einer Oxidschichtdicke von höchstens 100 Mikrometern (0,1 mm). Dieser Grenzwert wurde bei 10 Brennstäben überschritten, obwohl sie erst zwei Zyklen im Einsatz waren. In einem Fall wurde punktuell sogar eine Oxidschicht von 152 Mikrometern gemessen.

Beim Einsatz in deutschen Kernkraftwerken zeigte sich insbesondere bei Vorkonvoi-Anlagen (KBR, KWG, KKP-2) wiederholt erhöhte Korrosion im oberen Bereich der Brennstäbe. Auch in Konvoi-Anlagen (Isar-2, GKN-2, Emsland) wurde erhöhte Korrosion im oberen Bereich der Brennstäbe, allerdings in deutlich geringerem Ausmaß, festgestellt.

Anlagenspezifisch sind u. a. folgende Beschränkungen der Fahrweisen für die Anlagen KBR, KWG (teilweise) und KKP-2 festgelegt worden, die auf eine Begrenzung bzw. Unterdrückung des Korrosionsmechanismus zielen: Begrenzung der Reaktorleistung auf 95 %, zum Teil in Kombination mit einer Absenkung der mittleren Kühlmitteltemperatur um 3 K und auch Einschränkungen des Lastfolgebetriebs.

Laut RSK sind die Ursachen für die erhöhte Oxidschicht auch 2020 noch nicht geklärt. Die RSK empfiehlt, da die Beiträge der einzelnen Faktoren, deren Mitwirkung vermutet wird, nicht quantifizierbar sind, sollte die Ursachenklärung weiter vorangetrieben werden. Die vorrangige sicherheitstechnische Bedeutung der erhöhten Korrosion an M5-Hüllrohren liegt darin, dass ein Korrosionsmechanismus wirkt, dessen Ursache nicht bekannt ist und der nicht rechnerisch prognostiziert werden kann. (RSK 2020b) Offensichtlich sind die Prognosen über die Situation im Reaktorkern falsch. Welche Konsequenzen dies für die Glaubwürdigkeit anderer Prognosen hat, ist noch nicht abzusehen.

5.4 DWR-Neutronenflussschwankungen

Das Bundesumweltministerium (BMU) hat die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) mit Schreiben vom 06.07.2011 gebeten, eine Stellungnahme zu Neutronenflussschwankungen in Druckwasserreaktoren (DWR) zu erarbeiten. Hintergrund zu diesem Beratungsauftrag war der seit mehreren Jahren beobachtete Anstieg der Amplitude der Neutronenflussschwankungen in DWR-Anlagen. Das Neutronenflussausrauschen in DWR-Anlagen entsteht durch Wechselwirkungen zwischen Moderator, Brennstoff, Absorbern und Neutronenfluss. Ursächlich hierfür können u. a. Temperatur- und Dichtefluktuationen im Primärkühlmittel sein.¹⁵ (RSK 2013a)

In den letzten Jahren hat die Kernbeladung mit höher angereicherten Brennelementen (BE) zugenommen, was tendenziell zu stärker inhomogenen Leistungsverteilungen geführt hat. Ferner

¹⁴ Durch die Strahlung im Reaktorkern werden die Wassermoleküle des Kühlmittels in Sauerstoff und Wasserstoff aufgespalten (Radiolyse). Der Sauerstoff kann dabei im Reaktorbetrieb mit der heißen Metalloberfläche des Brennstabhüllrohres reagieren. Dort bildet sich dann eine Oxidschicht aus.

¹⁵ In der RSK Stellungnahme werden unter dem Begriff Neutronenflussausrauschen die beobachteten Neutronenflussschwankungen im Leistungsbetrieb im Frequenzbereich bis etwa 1 Hz verstanden.

wurden neue **BE-Designs z. B. mit modifizierten Abstandshaltern eingeführt**. Gesicherte Erkenntnisse, welche dieser Veränderungen im Reaktorkern zu dem nicht erklärbaren Anstieg des Neutronenflussrauschens beitragen, liegen bislang nicht vor.

Die RSK empfahl, den Einfluss des Neutronenflussrauschens und der damit verbundenen Temperaturfluktuationen auf eine möglicherweise beschleunigt stattfindende **Feinstfragmentierung des Brennstoffs** zu bewerten. Welche Auswirkung diese Feinstfragmentierung auf die folgenden Entsorgungsschritte (Zwischen- und Endlagerung) hat, ist nicht bekannt.

In den letzten Jahren hat eine Intensivierung der Ursachenforschung zu den Neutronenflussschwankungen stattgefunden. Bislang liegen noch keine Ergebnisse vor, die eine vollständige Erklärung ermöglichen. (RSK 2020a)

5.6 Fazit

Der Abbau von Sicherheitsmargen beim Einsatz von höher angereicherten Brennelementen hat offenbar dazu geführt, dass insbesondere im AKW Brokdorf **Brennelementverformungen** auftraten. Obwohl diese Verformungen erhebliche Auswirkungen haben können und die Ursachen nicht vollständig geklärt sind, wurden die entsprechenden BE weiter eingesetzt. Dieses Vorgehen zeugt von einer mangelnden Sicherheitskultur der AKW-Betreiber.

Zusätzlich wurden eine Vielzahl von **Brüchen an Niederhaltefedern und Federn an Drosselkörpern** gefunden. Diese haben mindestens eine sicherheitstechnische Bedeutung: Vagabundierende Bruchstücke können im Primärkreislauf zu Schädigungen an Brennelementhüllrohren oder den Dampferzeuger-Heizrohren führen. Letzteres kann einen Störfall auslösen.

Weiterhin treten verstärkt **alterungsbedingte Schäden an Brennelement-Zentrierstiften** auf. Es zeigte sich, dass eine früher getroffene Abhilfemaßnahme nicht ausreichend war.

Im Reaktorwasser des AKW Brokdorf wurden im Februar 2017 außergewöhnlich viele Schwebstoffe festgestellt, die sich als abgelöste Teile der **Oxidschichten an Brennstäben** herausstellten. Wesentlich sind die Leistungserhöhung und der sogenannte Lastfolgebetrieb, d.h. dass Drosseln der Stromproduktion in Abhängigkeit vom Angebot an Windenergie.

Die sicherheitstechnische Bedeutung der übermäßigen Korrosion liegt vor allem darin, dass die Ursachen dafür nicht erklärbar und die Prognosen falsch sind. Welche Konsequenzen dies für die Glaubwürdigkeit anderer Prognosen über die Situation im Reaktorkern hat, ist noch nicht abzusehen.

Bemerkenswert ist, dass nach so vielen Betriebsjahren in den Reaktorkernen sicherheitsrelevante Phänomene auftreten, deren Ursache nicht verstanden wird und/oder deren Auftreten nicht erwartet wurde. Die sicherheitstechnische Bedeutung aller dieser Befunde wird – auch von der RSK – heruntergespielt, es wird sich dabei auf Prognosen von Einzelphänomen berufen. Zum einen muss deren Glaubwürdigkeit aber inzwischen angezweifelt werden, vor allem muss die Auswirkung der Kombination der unterschiedlichen Befunde bewertet werden. **Es ist sicherheitstechnisch ungerechtfertigt, dass der Betrieb weiterläuft, obwohl die Ursachen noch nicht geklärt sind.** Angemessen wäre aus Sicht des Schutzes der Bevölkerung, solange die Ursachen nicht geklärt und behoben sind, eine Einstellung des Leistungsbetriebs.

6 Alterung und Umgang mit meldepflichtigen Ereignissen

Die drei noch in Betrieb befindlichen deutschen Atomkraftwerke gingen 1988/1989 in Betrieb und laufen daher jetzt schon fast 35 Jahre. Das von den Anlagen ausgehende Risiko wird durch Alterung beträchtlich erhöht. Im Allgemeinen beginnt die Alterungsphase bei einem Atomkraftwerk nach etwa 20 Betriebsjahren.

Bestrahlung mit ionisierenden Strahlen, thermische und mechanische Beanspruchungen sowie korrosive, abrasive und erosive Prozesse bewirken die Alterung der Komponenten. Die mit diesen Phänomenen verbundenen Schadensmechanismen sind als Einzeleffekte weitgehend bekannt – ihr Zusammenwirken oftmals aber nicht. Zusätzlich können bisher unbekannte Schadensmechanismen auftreten.

Die Folgen der Alterungsprozesse sind vielfältig. Die Veränderung der Eigenschaften des Werkstoffs ist häufig nicht zerstörungsfrei prüfbar, woraus die Schwierigkeit resultiert, den jeweils aktuellen Materialzustand sicher abzuschätzen. Mit wenigen Ausnahmen (z. B. Korrosionserscheinungen in Form von großflächigen Angriffen oder Durchrostung) vollziehen sich die Alterungsprozesse auf der Ebene der mikroskopischen Gitterstruktur.

Zerstörungsfreie Prüfverfahren erlauben zwar in vielen Fällen die Verfolgung von Rissentwicklungen, Oberflächenveränderungen und Wanddickenschwächungen; aus Gründen konstruktiver Unzugänglichkeit und/oder hoher Strahlenbelastung sind aber nicht alle Komponenten 100%ig überprüfbar.

Für die Bestimmung der Belastungen und deren Auswirkungen auf das Werkstoffverhalten werden daher Rechenverfahren verwendet, die meist nur an Proben validiert werden können, so dass nicht quantifizierbare Unsicherheiten bestehen.

Bei aktiven Bauteilen wie Pumpen und Ventilen macht sich eine Reduzierung der Funktionstüchtigkeit im Allgemeinen deutlich bemerkbar, und ein Austausch kann oft im Rahmen regulärer Wartungsarbeiten durchgeführt werden. Damit ist das Problem aber nicht zwangsläufig gelöst, wie die Erfahrungen zeigen. Denn auch durch nicht sachgerechte Wartung und Montage gelangen wieder Fehler in die Atomkraftwerke. Die Alterung der passiven Komponenten – d. h. Komponenten ohne bewegliche Teile – stellt ein besonders schwerwiegendes Problem dar, da es schwierig ist, Alterungserscheinungen festzustellen.

Noch immer finden sich viele Fehler durch Zufall: Die umfangreichen Schäden an den sogenannten Drosselkörpern wurden erst gefunden nachdem während der Revision in Grohnde 2014 ein Fremdkörper im Reaktordruckbehälter gefunden worden war: Ein zwei Zentimeter langes Teil einer Druckfeder eines sogenannten Drosselkörpers. Die Feder war doppelt gebrochen. Nachfolgende Untersuchungen fanden weitere schadhafte Drosselkörper erst in Grohnde und dann auch in den anderen AKWs (Grafenrheinfeld, Philippsburg-2, Brokdorf, **Isar-2**, **Neckarwestheim-2**).

Alterungsmanagement

Ein umfassendes Alterungsmanagement, welches u.a. Betriebsbeobachtungen, Begehungen, Auswertung von Störungsmeldungen, Ursachenklärung von Ereignissen, Intensivierung von (wiederkehrenden) Prüfungen umfasst, hätte das Potenzial, alterungsbedingten Fehlern zumindest bis zu einem gewissen Grade entgegen zu wirken.

Das Topical Peer Review (TPR) gemäß Artikel 8e der Richtlinie 2014/87/EURATOM hat im Vergleich zum erwarteten Sicherheitsniveau in Europa mehrere Abweichungen bzw. Lücken im Alterungsmanagementprogramm in Deutschland für die betrachteten Bereiche identifiziert (ENSREG 2018):

- Das Peer Review Team kritisierte zum AMP allgemein: Der Umfang der im Rahmen im AMP betrachteten Strukturen, Systeme und Komponenten wird nicht entsprechend dem neuen IAEA Safety Standard überprüft und ggf. aktualisiert.
- Weiterhin wurde kritisiert, dass bei längeren Stillstandszeiten die relevanten Alterungsmechanismen nicht identifiziert und geeignete Maßnahmen ergriffen werden, um beginnende Alterung oder andere Auswirkungen zu kontrollieren.
- Auch das Alterungsmanagement des Reaktordruckbehälters wies Defizite auf. Hinsichtlich der zerstörungsfreien Prüfung des Reaktordruckbehälters kritisierte das Peer Review Team, dass

keine umfassende Prüfungen im kernnahen Grundw erkstoff durchgeführt wurden, um Defekte zu erkennen.

6.1 Alterungs- und Folgeprobleme

Aufgrund von Alterungsproblemen ist der Austausch von ersetzbaren Komponenten bzw. Bauteilen in Atomkraftwerken notwendig. Im Rahmen des Alterungsmanagements wird dies routinemäßig durchgeführt und als geeignete Lösung angesehen.

Dabei ist jedoch zu beachten, dass Komponenten und Bauteile von Systemen bzw. Baugruppen in Atomkraftwerken in der Regel bestimmte Spezifikationen und Anforderungen erfüllen müssen. Auch an die Montage werden hohe Anforderungen gestellt. Der Austausch von Komponenten eröffnet somit neue Fehlerquellen: Es kann zum Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten oder auch zu Montagefehlern kommen. Dadurch kann unter Umständen nicht mehr sichergestellt werden, dass die Sicherheitsanforderungen an die entsprechenden Komponenten bzw. Bauteile immer noch vollständig erfüllt sind. Dies stellt eine weitere Problematik im Zusammenhang mit Alterungserscheinungen von Komponenten dar.

Anmerkung: Fertigungsfehler werden nicht zu den Alterungsfehlern gezählt. Auf den ersten Blick ist die Unterscheidung gerechtfertigt. Allerdings gibt es einen Bereich von Fertigungsfehlern, die direkt mit dem Alter verbunden sind. Tatsache ist, dass mit ansteigendem Wissen und verbesserten Prüfmethoden immer mehr fertigungsbedingte Fehler aufgefunden werden. Unerkannte Fertigungsfehler sind, wie die Ereignisse in den belgischen Atomkraftwerken Doel und Tihange zeigen, nicht auszuschließen. Dort wurden im Rahmen einer Überprüfung zufällig Tausende von Fehlstellen im Reaktordruckbehälter entdeckt. Sollte ein Reaktordruckbehälter versagen, ist es für die Konsequenzen unerheblich, ob die Risse fertigungs- oder alterungsbedingt waren.

Im Rahmen dieser Studie wurden meldepflichtige Ereignisse in den Jahren 2016 – 2022 (Juni) in den noch laufenden deutschen Atomkraftwerken grob ausgewertet. Im Anhang sind die Ereignisse aufgelistet. Die Ereignisse wurden aus den Monatsberichten zu meldepflichtigen Ereignissen vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung entnommen (BASE 2022a).

Es wurden Ereignisse betrachtet, die mindestens eines der folgenden drei Kriterien erfüllen:

- Das Auftreten des Ereignisses ist auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten zurückzuführen (Kategorie A).
- Das Auftreten des Ereignisses ist auf eine fehlerhafte Montage, einen Instandhaltungsmangel oder eine nicht korrekte Einstellung zurückzuführen (Kategorie B).
- Das Ereignis wurde möglicherweise durch ein Alterungsproblem verursacht (Kategorie C).

Tabelle 1: Ereignisse der Kategorie A, B und C in den Anlagen GKN-2, KKI-2 und KKE von 2016 bis Juni 2022

Anlage	Kategorie A	Kategorie B	Kategorie C	Gesamt
Neckarwestheim-2 (GKN-2)	1	8	2	11
Emsland (KKE)	5	5	4	14
Isar-2 (KKI-2)	6	5	4	15
Gesamt	12	18	10	40

Es zeigte sich, dass insgesamt 40 meldepflichtige Ereignisse auftraten, die zu einer dieser Kategorien zuzuordnen sind. Dabei traten 15 Ereignisse in Isar-2, 14 in Emsland und 11 in Neckarwestheim-2 auf.

Zu den Ereignissen gehören:

- zwölf Ereignisse der Kategorie A (das Auftreten des Ereignisses ist auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten zurückzuführen),
- 18 Ereignisse der Kategorie B (das Auftreten des Ereignisses ist auf eine fehlerhafte Montage, einen Instandhaltungsmangel oder eine nicht korrekte Einstellung zurückzuführen), und
- zehn Ereignis der Kategorie C (das Ereignis wurde möglicherweise durch ein Alterungsproblem verursacht).

Alle aufgelisteten Ereignisse sind als Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung eingestuft worden. Es ist jedoch festzuhalten, dass die Ereignisse in den verschiedensten Systemen festgestellt wurden. Es kann nicht ausgeschlossen werden, dass bei den hier betrachteten Ereignissen Faktoren wie Zeitdruck bei der Arbeit, mangelnde Qualitätskontrolle sowie mangelhafte Kontrolle bei der Beschaffung von Bauteilen eine Rolle spielten – Faktoren, die letztlich mit wirtschaftlichem Druck und Mängeln der Sicherheitskultur zusammenhängen. Daher kann nicht garantiert werden, dass ähnliche Ereignisse nicht auch in Systemen bzw. Baugruppen mit größerer Bedeutung für die Sicherheit eintreten können.

Es ist zudem wichtig zu beachten, dass Atomkraftwerke über ein gestaffeltes Sicherheitskonzept zur Verhinderung von Unfällen verfügen. Um schwere Unfälle zu verhindern, muss jede Ebene des Sicherheitskonzepts greifen. Die Vermeidung von Ereignissen der INES Stufe 0 entspricht der Sicherheitsebene 1 des gestaffelten Sicherheitskonzepts und gilt als Basis für einen sicheren Betrieb. Dennoch wird beim Auftreten dieser Ereignisse von Betreiber und Aufsichtsbehörde meist nur auf die geringe sicherheitstechnische Bedeutung des jeweiligen Ereignisses verwiesen.

Viele der Ereignisse können im Zusammenhang mit einem Kompetenzverlust (z.B. Bedienungsfehler) in Verbindung stehen oder/und mit einer mangelhaften Sicherheitskultur. Beides steht in Zusammenhang mit der vereinbarten Restlaufzeit. Die Situation wurde durch die Pandemiebedingungen weiter ungünstig beeinflusst.

6.2 Mangelnde Sicherheitskultur/Kompetenzverlust

Entscheidend für einen sicheren Betrieb eines Atomkraftwerks ist auch die sogenannte Sicherheitskultur: *„Die Sicherheitskultur ist durch eine, für die Gewährleistung der Sicherheit der Anlage erforderliche, sicherheitsgerichtete Grundhaltung, Verantwortung und Handlungsweise aller Mitarbeiter bestimmt. Sicherheitskultur umfasst dazu die Gesamtheit der Eigenschaften und Verhaltensweisen innerhalb eines Unternehmens und beim Einzelnen, die dazu dienen, dass die nukleare Sicherheit als eine übergeordnete Priorität die Aufmerksamkeit erhält, die sie aufgrund ihrer Bedeutung erfordert. Sicherheitskultur betrifft sowohl die Organisation als auch die Einzelpersonen.“* (BMUB 2016)

Die meisten Verstöße gegen die Sicherheitskultur gelangen nie an die Öffentlichkeit. Dabei hat diese und insbesondere die Politik ein Recht, zu erfahren, wie es um die Sicherheit in deutschen Anlagen tatsächlich steht, um die Gefahren der Atomkraft angemessen einschätzen zu können.

Noch gravierender ist aber, dass davon auszugehen ist, dass ein großer Teil der Nachlässigkeiten weder vom Betreiber noch vom Gutachter oder der Aufsichtsbehörde entdeckt werden, sondern sich erst im Falle eines Störfalls negativ bemerkbar machen und dann bei der Beherrschung eines Störfalls gravierende Konsequenzen haben können.

Ferninspektionen und Sicherheitskultur

Während der Pandemie wurden und werden Inspektionen und auch die Überwachung der Atomaufsicht online durchgeführt. Ende 2021 veröffentlicht die RSK eine Empfehlung zu den Erfahrungen im Umgang mit der Corona-Pandemie. Die RSK erklärt, bei den meisten Prüfungen ergeben sich jedoch

mehr oder minder starke Einschränkungen unterschiedlicher Art. Prüfungen mit geringen Einschränkungen können dauerhaft als Ferninspektion angelegt werden, wenn die Einschränkungen durch gelegentliche Teilnahmen vor Ort kompensiert werden.

Laut RSK sind die wesentlichen Nachteile der Ferninspektion der fehlende ganzheitliche Eindruck von der Situation vor Ort und eine eingeschränkte Kommunikation mit dem Personal des Betreibers oder Herstellers. Die Erfassung sicherheitskulturbezogener Aspekte, die sich nur durch eine direkte ganzheitliche Wahrnehmung der Gegebenheiten in der Anlage im Sinne eines Erscheinungsbildes und dem Gesamteindruck der Anlage erfassen lassen, gestaltet sich schwierig. Zusammenfassend stellt die RSK fest, dass die Aspekte der Sicherheitskultur und Soft Skills sich durch Ferninspektion nicht im gleichen Umfang erfassen lassen wie bei Präsenz vor Ort. (RSK 2021a)

6.3 Heizrohrproblematik in Neckarwestheim-2

Bei der Revision im September 2017 wurden in GKN-2 Heizrohre aus zwei DE per Wirbelstrom geprüft. Dabei wurden in einem DE Anzeigen festgestellt, die auf volumetrische (punktförmig muldenartig) Schädigungen hinwiesen. Bei der anschließenden 100 %-Prüfung der DE-Heizrohre zeigten sich insgesamt 311 betroffene Heizrohre. Die Tiefenausdehnung der Anzeigen reichte von ca. 15 % bis ca. 60 % Wanddicke. In der Revision 2017 wurden 14 Rohrpositionen mittels Dichtstopfen verschlossen.

In der Revision 2018 wurden erneut Wirbelstromprüfungen an allen vier DE der Anlage durchgeführt. Dabei wurden neue Anzeigen an Dampferzeugerheizrohren festgestellt. Es wurden zusätzlich zu den aus der Revision 2017 bekannten 32 DE-Heizrohren 23 weitere DE-Heizrohre mit volumetrischen Anzeigen gefunden, die sich auf alle vier DE verteilten. Mit Ausnahme eines DE-Heizrohrs, bei dem 2018 eine Zunahme der Wanddickenschwächung um ca. 20 % festgestellt wurde, war die Veränderung der bereits 2017 gefundenen volumetrischen Anzeigen gering.

In der Revision 2018 wurden mit Wirbelstromprüfungen an 101 Heizrohren lineare, umfangsorientierte Anzeigen identifiziert. Die Wanddickenschwächungen waren unterschiedlich tief (maximale lokale Wanddickenschwächung an einem Rohr 91 %).

Auf Bitte des BMU hat sich ein Ausschuss der RSK am 05.11.2018 mit den anlagenspezifischen Fragestellungen im Hinblick auf das Wiederanfahren der Anlage GKN-2 nach der Revision 2018 befasst. Darüber hinaus besteht aus Sicht der RSK der Bedarf, die Befunde im GKN-2 im Hinblick auf Folgerungen für alle deutschen AKWs mit Druckwasserreaktor (DWR) zu bewerten, da umfangsorientierte Anzeigen in einem derartigen Ausmaß in deutschen AKWs zuvor noch nicht festgestellt worden waren.¹⁶ (RSK 2019b)

Die Heizrohre stellen die Schnittstelle zwischen dem Primärkreislauf und dem sekundärseitigen Wasser-Dampfkreislauf in einem AKW mit Druckwasserreaktor (DWR) dar. Der Wärmeaustausch zwischen den beiden Kreisläufen erfolgt durch die Heizrohre. Wanddurchdringende Schäden an einzelnen Heizrohren im Leistungsbetrieb führen aufgrund der unterschiedlichen Druckverhältnisse zum Übertritt von Primärkühlmittel in den Wasser-Dampf-Kreislauf und sind somit sicherheitstechnisch relevant. Bei DE-Heizrohrschäden können Systeme der Sicherheitsebene 2 oder Systeme zur Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3) angefordert werden. Gleichzeitiges Versagen von mehreren DE-Heizrohren (>2F Bruch) wird in der Auslegung nicht unterstellt.

Die in der Revision 2017 und 2018 festgestellten volumetrischen Anzeigen sind auf Lochkorrosion und/oder interkristallinen Angriff (intergranular attack, IGA) unter stark sauren Bedingungen, verursacht durch den Eintrag von Sulfat und Chlorid in den DE und deren Aufkonzentration auf den Heizrohren, zurückzuführen.

¹⁶ Derartige Risse an Heizrohren waren der RSK bislang nur aus dem AKW Unterweser im Jahr 2007 bekannt, wo derartige Befunde an sieben Heizrohren festgestellt wurden.

Die in der Revision 2018 festgestellten umfangsorientierten Anzeigen sind auf interkristalline Spannungsrisskorrosion unter stark sauren Bedingungen in Bereichen mit axialen Zugspannungen an der Rohraußenoberfläche zurückzuführen.

In allen in Betrieb befindlichen DWR sind DE-Heizrohre aus dem Werkstoff Alloy 800 mod. eingesetzt. Das Auftreten von Lochkorrosion/interkristallinem Angriff und Spannungsrisskorrosion an diesen Heizrohren in den Bereichen der Einwalmungen im Rohrboden, zwischen Rohrboden und erstem Abstandhalter sowie der Abstandhaltergitter stellen Schädigungsmechanismen dar, die bisher nur unter sehr ungünstigen wasserchemischen Bedingungen unterstellt wurden.

Als eine Ursache wurde die Verschlechterung der wasserchemischen Parameter identifiziert. Seit 2013 sind immer wieder Kleinstleckagen an verschiedenen Kammern des Kondensators aufgetreten, die nicht alle identifiziert und beseitigt werden konnten.

Die RSK erklärt, die Betriebserfahrung mit axialen und umfangsorientierten Anzeigen an DE-Heizrohren aus Alloy 800 mod., die auf interkristalline Spannungsrisskorrosion zurückgeführt werden, zeigt einen unterschiedlich schnellen Rissfortschritt. In einigen Fällen wurden „Schnellläufer“ mit hohen Wachstumsraten der Wanddickenschwächung festgestellt. Aufgrund der beschränkten Betriebserfahrung und der nicht als konstant anzunehmenden Rissfortschrittsgeschwindigkeit lässt sich jedoch aus Sicht der RSK eine maximale Rissfortschrittsgeschwindigkeit aus den Daten der zerstörungsfreien Prüfungen nicht sicher ableiten. Zudem ist beim Schadensmechanismus Spannungsrisskorrosion grundsätzlich ein schneller Rissfortschritt möglich.

Trotz der beschriebenen Gefahr, empfiehlt die RSK die Ermittlung der Rissöffnungsflächen und der daraus resultierenden Leckagen bei wanddurchdringenden lokalen Rissen unterhalb der kritischen Risslänge, bei der ein Abriss des Heizrohres nicht mehr sicher ausgeschlossen werden kann, um sicherzustellen, dass ein lokaler wanddurchdringender Riss im Betrieb erkannt wird. Im Betriebsreglement sind Festlegungen zu treffen, durch die sichergestellt wird, dass Heizrohrleckagen vor Erreichen einer kritischen Risslänge mit Sicherheit erkannt werden und in diesem Fall die Anlage unverzüglich abgefahren wird. Insgesamt spricht die RSK neun, teils umfangreiche Empfehlung aus, um einen weiteren Betrieb zu gewährleisten.

Im Rahmen der Revision 2021 wurden an zwei Dampferzeugern 20 % der Heizrohre über die gesamte Rohrlänge geprüft. Erweitert wurde dieser Prüfumfang um Dampferzeugerheizrohre, die bereits aus früheren Wirbelstromprüfungen mit volumetrischen Anzeigen bekannt sind. Dabei wurden 17 neue lineare Anzeigen und insgesamt 81 volumetrische Befunde festgestellt, wovon 6 Befunde 2021 erstmalig gemessen wurden. Laut BASE sind die vom Betreiber 2018 geführten und 2019 erneut bestätigten Nachweise zur Sicherstellung der Integrität der Dampferzeugerheizrohre sind auch für den Betriebszyklus 2021/2022 weiterhin gültig. (BASE 2022)

Untersuchungen im AKW Neckarwestheim-2 haben im Juni 2021 **zum fünften Mal in Folge** Korrosionsschäden in den Dampferzeugern aufgedeckt. Die **Ursachen für weitere Schäden sind offenbar bis heute nicht behoben.**

Aus Sicht des ehemaligen Chefs der Bundesatomaufsicht, Dieter Majer, darf das AKW Neckarwestheim 2 so nicht weiterbetrieben werden. Ein Weiterbetrieb ohne Austausch der Dampferzeuger kann nur erfolgen, wenn erreicht werden kann, dass interkristalline Spannungsrisskorrosion nicht mehr stattfinden kann. (MAJER 2021) Die erneuten Rissfunde in 2021 belegen, dass im AKW Neckarwestheim-2 weiterhin korrosive Bedingungen vorherrschen. Ganz offensichtlich handelt es sich also um einen systematischen Fehler. Lässt die Atomaufsicht den Reaktor in diesem Zustand ans Netz, nimmt sie einen schweren Störfall weiter billigend in Kauf.

Die angeblichen Sicherheitsnachweise, mit denen die Behörde den Weiterbetrieb des Reaktors rechtfertigt, fußen auf falschen Grundlagen. Für diese Nachweise zwingend notwendige

Voraussetzungen sind in Neckarwestheim nicht gegeben. Die Nachweise, so Majer, seien daher fehlerhaft und nichtig, der Reaktor sei wegen akuter Gefahr für die Bevölkerung umgehend vom Netz zu nehmen. (AUSGESTRAHLT 2021)

Anmerkung: Im Zusammenhang mit den oben genannten festgestellten Anzeigen an den Dampferzeugerheizrohren haben 2020 zwei Privatpersonen beim Verwaltungsgerichtshof Baden-Württemberg Klage eingereicht. Beklagt wurde der ablehnende Bescheid des Umweltministeriums (UM) zum Antrag vom 19. Juni 2020 des BUND LV BW, ausgestrahlt. e.V., der BBMN e.V. und mehreren Privatpersonen, der die Einstellung des Betriebs des GKN II sowie den Widerruf der Betriebsgenehmigung verlangt hatte. In diesem Zusammenhang wurde von den Klägern im Rahmen eines Eilverfahrens vor dem Verwaltungsgerichtshof Baden-Württemberg beantragt, das UM zu verpflichten, den Betrieb des GKN II einstweilen zu untersagen, bis im Hauptsacheverfahren entschieden ist, mindestens aber bis zur restlosen Beseitigung der korrosiven Bedingungen und der Gefahr von Spannungsrisskorrosion in den Dampferzeugern. Den Eilantrag hat der Verwaltungsgerichtshof Baden-Württemberg mit Beschluss vom 27. April 2022 abgelehnt. Im Hauptsacheverfahren hat er noch nicht entschieden. (BASE 2022)

In **Emsland** wurden 2019 und erneut 2020 bei Wirbelstromprüfungen an den Heizrohren der Dampferzeuger (DE) Wanddickenschwächung mit einer linear umlaufenden Ausrichtung festgestellt. Als Ursache wird von Spannungsrisskorrosion durch Schadstoffe ausgegangen, die durch vorausgegangene Kondensatorrohrleckagen eingetragen wurden. Offenbar wurde aus der Situation in Neckarswestheim nichts gelernt.

6.4 Fazit

Der Umgang der Betreiber mit der Ursachenaufklärung der meldepflichtigen Ereignisse ist seit vielen Jahren unzureichend. Das wurde bereits mehrfach von Sachverständigen (z. B. der GRS oder der RSK) angemahnt. Die Situation ändert sich jedoch offenbar nicht (siehe zum Beispiel (RSK 2019a)). Aus wirtschaftlichen Gründen und in Hinblick auf die Restlaufzeit wird die unmittelbare Auswirkung eines Ereignisses in den Vordergrund gestellt, statt die potenzielle sicherheitstechnische Bedeutung des Ereignisses zu berücksichtigen. Diese unangemessene Vorgehensweise kann dazu führen, dass während eines Störfalls vermeidbare Pannen auftreten. Im schlimmsten Fall kann so ein theoretisch beherrschbarer Störfall in einen Kernschmelzunfall münden.

Noch immer finden sich viele unerwartete Fehler – auch im Reaktorkern – durch Zufall, gezielte Untersuchungen bringen dann weitere Befunde zum Vorschein.

Aufgrund von Alterungseffekten ist der Austausch von ersetzbaren Komponenten notwendig, welcher neue Fehlerquellen bietet: Es kann zum Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten oder auch zu Montagefehlern kommen. Dadurch kann teilweise nicht mehr sichergestellt werden, dass die Sicherheitsanforderungen an die entsprechenden Komponenten noch vollständig erfüllt werden.

Im Rahmen dieser Studie wurden meldepflichtige Ereignisse in den Jahren 2016 – 2022 (Juni) in den noch laufenden deutschen Atomkraftwerken grob ausgewertet. Es zeigte sich, dass insgesamt 40 meldepflichtige Ereignisse auftraten, die auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten (12) und auf eine fehlerhafte Montage, einen Instandhaltungsmangel oder eine nicht korrekte Einstellung (18) und auf einen Alterungseffekt zurückzuführen sind (10). Dabei traten 15 Ereignisse in Isar-2, 14 in Emsland und 11 in Neckarwestheim-2 auf.

Es kann nicht ausgeschlossen werden, dass bei den hier betrachteten Ereignissen Faktoren wie Zeitdruck bei der Arbeit, mangelnde Qualitätskontrolle sowie mangelhafte Kontrolle bei der Beschaffung von Bauteilen eine Rolle spielten – Faktoren, die letztlich mit wirtschaftlichem Druck und Mängeln der Sicherheitskultur insbesondere in Hinblick auf die Restlaufzeit zusammenhängen. Daher kann nicht

garantiert werden, dass ähnliche Ereignisse nicht auch in Systemen mit größerer Bedeutung für die Sicherheit eintreten können.

Ein Beispiel für meldepflichtige Ereignisse, die als Ereignisse ohne sicherheitstechnische Bedeutung eingestuft werden, sind die Risse in den Dampferzeugern in Neckarwestheim. Untersuchungen im AKW Neckarwestheim-2 haben im Juni 2021 **zum fünften Mal in Folge** Korrosionsschäden in den Dampferzeugern aufgedeckt. Die Ursachen für weitere Schäden sind offenbar bis heute nicht behoben.

Aus Sicht des ehemaligen Chefs der Bundesatomaufsicht, Dieter Majer, darf das AKW Neckarwestheim 2 so nicht weiterbetrieben werden. Ein Weiterbetrieb ohne Austausch der Dampferzeuger kann nur erfolgen, wenn erreicht werden kann, dass interkristalline Spannungsrisskorrosion nicht mehr stattfinden kann. (MAJER 2021) Es ist bekannt, dass bei diesem Schadenmechanismus grundsätzlich ein schneller Rissfortschritt möglich ist. Die erneuten Rissfunde in 2021 belegen, dass im AKW Neckarwestheim-2 weiterhin korrosive Bedingungen vorherrschen. Lässt die Atomaufsicht den Reaktor in diesem Zustand ans Netz, nimmt sie einen schweren Störfall weiter billigend in Kauf.

Als eine der größten Herausforderung für den Betrieb der AKWs wird seit Jahren die Erhaltung der kerntechnischen Kompetenz gesehen. Ein Indiz dafür sind meldepflichtige Ereignisse (z.B. Bedienungsfehler) in den letzten Jahren, die mit Kompetenzverlust in Verbindung stehen können.

Die meisten **Verstöße gegen die Sicherheitskultur** gelangen nie an die Öffentlichkeit. Dabei hat diese und insbesondere die Politik ein Recht zu erfahren, wie es um die Sicherheit in deutschen Anlagen tatsächlich steht, um die Risiken angemessen einschätzen zu können. Noch gravierender ist aber, dass davon auszugehen ist, dass ein großer Teil der Nachlässigkeiten weder vom Betreiber noch vom Gutachter oder der Aufsichtsbehörde entdeckt werden, sondern sich erst im Falle eines Störfalls negativ bemerkbar machen und dann bei der Beherrschung eines Störfalls gravierende Konsequenzen haben können.

Viele der Ereignisse können im Zusammenhang mit einem Kompetenzverlust (z.B. Bedienungsfehler) in Verbindung stehen oder/und mit einer mangelhaften Sicherheitskultur. Beides steht in Zusammenhang mit der vereinbarten Restlaufzeit. Die Situation wurde durch die Pandemiebedingungen weiter ungünstig beeinflusst. Viele der Ereignisse können im Zusammenhang mit einem Kompetenzverlust (z.B. Bedienungsfehler) in Verbindung stehen oder/und mit einer mangelhaften Sicherheitskultur. Beides steht in Zusammenhang mit der vereinbarten Restlaufzeit. Die Situation wurde durch die Pandemiebedingungen weiter ungünstig beeinflusst. Vielfach wurde Inspektionen und atomaufsichtliche Kontrollen online durchgeführt. Eine Bewertung der Sicherheitskultur ist durch Ferninspektion nicht im gleichen Umfang möglich wie bei Präsenz vor Ort.

7 Gefahr von Terroranschlägen auf Atomkraftwerke

Seit den Terrorattacken des 11. Septembers 2001 befassen sich die Regierungen, auch in Deutschland, mit dem Schutz der Atomkraftwerke vor potenziellen Terrorangriffen. Bei Planung und Bau neuer Atomkraftwerke ist ein entsprechender baulicher Schutz vorzusehen.

Dr. Stephan Lechner (Europäische Kommission) erklärte, zusätzlich zu den wirtschaftlichen Problemen der Kernenergie in der EU gibt es zwei weitere Probleme (LECHNER 2017):

- der immer wichtigere Schutz vor Cyber-Angriffen und
- die Bedrohung durch Terrorangriffe.

Die zurzeit betriebenen Atomkraftwerke haben auslegungsbedingt einen gewissen Schutz vor möglichen Terrorangriffen z. B durch verhältnismäßige dicke Außenwände sowie durch diversitäre und redundante Sicherheitssysteme. Aber alle deutschen Atomkraftwerke wurden lange vor den Angriffen am 11.09.2001 gebaut und sind daher gegen derartige massive Angriffe nicht ausreichend geschützt.

Im Jahr 2007 erklärte das Bundeskriminalamt (BKA), die Wahrscheinlichkeit für Anschläge auf kern-technische Einrichtungen sei zwar als gering anzusehen, muss aber in Betracht gezogen werden. Seit diesem Statement sind 15 Jahre vergangen. Aufgrund der Ereignisse in den letzten Jahren ist aber kaum davon auszugehen, dass ein Terrorangriff auf eine deutsche Atomanlage heutzutage auszuschließen ist.

7.1 Bedrohung durch einen gezielten Flugzeugabsturz

Nach den Terroranschlägen am 11. September 2001 mit einem absichtlich herbeigeführten Angriff mit Passagierflugzeugen auf Gebäude wurden die möglichen Folgen eines absichtlich herbeigeführten Absturzes eines Verkehrsflugzeugs auf ein Atomkraftwerk diskutiert. Dieser kann erhebliche Auswirkungen für die Bevölkerung haben.

Bei der Auslegung der noch im Betrieb befindlichen Atomkraftwerke wurde der unfallbedingte Absturz eines Militärflugzeugs vom Typ „Phantom F4E“ unterstellt und entsprechende Schutzmaßnahmen durch bauliche Auslegung oder räumliche Trennung redundanter Einrichtungen getroffen.

In einer Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) aus 2002 wurden flugtechnische Parameter und Lastannahmen abgeleitet und generisch für alle deutschen Atomkraftwerke die Verwundbarkeit durch einen derartigen Anschlag bewertet. (BMU 2002)

Die RSK bestätigte im letzten Jahr, dass der Absturz eines Airbus A340-600 doch nicht in einen Kernschmelzunfall münden kann. (RSK 2021b) Diese Stellungnahme kann in diesem Rahmen nicht bewertet werden.¹⁷

Inzwischen ist aber auch ein gezielter Absturz mit einem größeren Verkehrsflugzeug, als in der o.g. GRS-Studie unterstellt wurde, einem Airbus A 380, möglich. Der Airbus A380 besitzt ein deutlich höheres Gewicht und eine größere Menge an Treibstoff als der Airbus 340. Auch wenn die potenziellen Auswirkungen nicht direkt proportional zum Gewicht und zur Treibstoffmenge sind, sind stärkere Auswirkungen zu erwarten. Eine Studie zu den Auswirkungen eines gezielten Flugzeugabsturzes mit einem A380 auf die deutschen Atomkraftwerke wurde nicht erstellt.

Aber statt dieses Bedrohungsszenario zu berücksichtigen, wurde sich bei den Behörden darauf geeinigt, dass dieses nicht erforderlich ist: Der Länderausschuss für Atomkernenergie – Hauptausschuss – stellte 2016 fest: dass der Airbus A340-600 in der Regel als exemplarischer Flugzeugtyp angesehen werden kann. (BMUB 2016a)

Sicherheitstechnisch ist dieses Vorgehen nicht gerechtfertigt. Auch laut aktueller Rechtsprechung des Bundesverwaltungsgerichts und des Oberverwaltungsgerichts (OVG) Schleswig ist ein Schutz in Bezug auf den Absturz eines Flugzeugs vom Typ Airbus A380 zu gewährleisten.

Nach den Anschlägen auf das World Trade Center im September 2001 haben sich die Energieversorger in Deutschland gemeinsam mit den Behörden auf die Installation von Nebelanlagen verständigt. Für den Fall, dass es Terroristen gelingt, ein Flugzeug zu entführen und damit einen Angriff gegen ein Atomkraftwerk zu fliegen, sollte eine Vernebelung des AKWs einen „erfolgreichen“ Treffer verhindern. Im Alarmfall würden die Nebelgranaten elektronisch gezündet. Das Reaktorgebäude wird dann in dichten Nebel eingehüllt.

Allerdings mindert der militärische Nebel, der für ganz andere Bedrohungsszenarien entwickelt wurde, die Trefferwahrscheinlichkeit eines Verkehrsflugzeuges nur unwesentlich. Verwendet werden soll ein für die militärische Anwendung entwickeltes Vernebelungssystem, das nach dem Prinzip Tarnen und Täuschen wirkt. Dieses ist vor allem für den Schutz von beweglichen Zielen (Schiffen)

¹⁷ Die RSK schränkt in ihrer Bewertung selbst ein: Die Gesamtheit der verwendeten Randbedingungen stellt eine Festlegung dar, die eine daraus resultierende Belastung im oberen Bereich der Belastungen aus den möglichen Kombinationen von Parameterwerten definiert, aber nicht jedem einzelnen Parameter den jeweils ungünstigsten möglichen Wert zuweist.

bestimmt und soll automatische Zielsysteme täuschen, d. h. auf ein Scheinziel umlenken. Währenddessen kann das Schiff abdrehen. Das Bedrohungsszenario ist bei einem Flugzeugangriff auf ein AKW jedoch völlig anders. Weder lässt sich der Terrorpilot durch Täuschkörper auf ein anderes Ziel umleiten noch kann das ortsfeste AKW im Schutz des Nebels abziehen. Die Orientierung an markanten Gebäuden auf dem AKW-Gelände, wie Kühltürme und Abluftkamin, die unvernebelt bleiben, sind für einen Sichtanflug auf das relativ große Ziel ausreichend.

Bisher wurden nach dem Pilotprojekt in Grohnde, dort stehen seit Ende 2006 zwölf Nebelwerfer, nur in Philippsburg Nebelwerfer installiert. Das Genehmigungsverfahren für die Errichtung und den Betrieb eines Tarnschutzsystems für das AKW Emsland ruht seit vielen Jahren.

Auf die Frage an die Bayerische Staatsregierung, ob die vor Jahren angekündigten Vernebelungsanlagen an den bayrischen AKWs mittlerweile installiert und einsatzfähig seien, erklärt diese 2013: Die Nebeltarnung ist im Gesamtkonzept vergleichsweise **unbedeutend und wurde von den Betreibern bisher nicht umgesetzt**. (LT BAYERN 2013)

Die aufgezeigten Unzulänglichkeiten des Vernebelungsschutzes wurden vom BMU nicht bestritten. Die Vernebelung wurde aber als Teil eines Konzepts gesehen, das neben der Störung des Sichtanflugs auch die Störung der GPS-Navigation und den Abschuss der Maschine vorsah. Diese beiden Elemente erwiesen sich allerdings als nicht umsetzbar, das Vernebelungskonzept gilt daher als gescheitert.

Ergänzt werden sollte das Vernebelungskonzept durch die Möglichkeit zum Abschuss eines gekaperten Flugzeugs durch militärische Abfangjäger. Das Bundesverfassungsgericht erklärte dieses Vorgehen jedoch als verfassungswidrig. (HELLER 2006). Damit bleibt auf militärischer Abwehrebene nur noch die theoretische Möglichkeit ein entführtes Flugzeug mit Abfangjägern abzudrängen. Die Luftwaffe stellt permanent zwei Alarmrotten (militärische Abfangjäger) zur Sicherstellung der Aufgabe der „Sicherheit im Luftraum“ bereit, die der NATO unterstellt sind, aber auch für nationale Aufgaben, Renegade, eingesetzt werden können.¹⁸ **Falls ein gekapertes Flugzeug auf ein AKW zusteuere, kämen Abfangjäger vermutlich zu spät. Aber vor allem ist ein Abdrängen eines Verkehrsflugzeugs durch militärische Abfangjäger, ohne gleichzeitig den Abschuss anzudrohen, unmöglich.**

Wie real die Bedrohung durch Flugzeuge von den Behörden eingeschätzt wird, verdeutlicht der seit dem Jahr 2007 für Atomkraftwerke in Deutschland geltende Rahmenplan zu Kommunikationsabläufen zwischen dem Nationalen Lage- und Führungszentrum ‚Sicherheit im Luftraum‘ (NLFZ) und den AKWs im Falle einer drohenden Gefahr durch RENEGADE-Luftfahrzeuge. Zwischen 2010 und 2018 wurde insgesamt in sieben Fällen der RENEGADE-Voralarm für die Atomkraftwerke ausgelöst. Alle für den Betrieb und die Sicherung nicht erforderlichen Personen müssen in diesem Fall das AKW-Gelände räumen. Ungefähr ein bis zwei Mal pro Monat steigt die deutsche Alarmrotte auf, weil der Funkkontakt zu zivilen Flugzeugen fehlt.¹⁹

7.2 Angriff mit einem Hubschrauber

Für einen Terrorangriff aus der Luft sind außer einem Angriff mit einem Verkehrsflugzeug eine Reihe weiterer Angriffsszenarien denkbar. Szenarien für Terror-Angriffe aus der Luft können z. B. der Absturz eines mit Sprengstoff beladenen Helikopters oder der Abwurf einer Bombe aus dem Helikopter sein.

Ein derartiger Angriff ist relativ einfach durchzuführen, da ein Hubschrauber ein sehr wendiges Fluggerät ist. Alle technischen Voraussetzungen für das „Gelingen“ eines derartigen Szenarios sind bei einem Hubschrauber vorhanden. Ein Hubschrauber hat mit einer Reisegeschwindigkeit von über 200 km/h

¹⁸ Dazu stehen am Flugplatz Neuburg an der Donau zwei Eurofighter und am Flugplatz Wittmund zwei F-4F Phantom in ständiger Alarmbereitschaft. Sie sollen im Alarmfall spätestens nach 15 Minuten in der Luft sein.

¹⁹ <https://www.bundeswehr.de/de/sicherheit-im-luftraum-der-luftwaffe-entgeht-nichts-135310>

eine relativ hohe Geschwindigkeit. Das Anfliegen an ein Atomkraftwerk kann daher sehr schnell erfolgen, sodass die Absicht der Terroristen erst unmittelbar vor dem Attentat erkannt wird.

Die Drohnenüberflüge in Frankreich im Herbst 2014 verdeutlichten Schwachstellen in der Luftüberwachung der französischen Atomkraftwerke und vor allem in der Abwehr solcher potenziellen Angriffe aus der Luft. Im Herbst 2014 sind an verschiedenen Tagen insgesamt rund 31 Drohnenüberflüge über 19 französischen Atomanlagen registriert worden. Bisher ist noch unklar, wer die Drohnen gesteuert hat. (GP 2014) Drohnen werden in der militärischen Anwendung zu Aufklärungsflügen verwendet, um einen Angriff detailliert vorzubereiten.

7.3 Bedrohung durch Innentäter und Cyber-Angriffe

Seit den Terroranschlägen vom 11. September 2001 in den USA konzentriert sich die öffentliche Diskussion über die Bedrohung von Atomkraftwerken durch Terroranschläge vor allem auf Angriffe mit Verkehrsflugzeugen. Tatsächlich sind erheblich mehr Angriffsszenarien denkbar. So könnten Sprengstoffanschläge von einer terroristischen Gruppe am Boden ausgeübt werden. Dafür gibt es grundsätzlich zwei Varianten: eine große Menge (mehr als 1 Tonne) wird außerhalb der Gebäude oder eine kleinere Menge (einige Kilogramm) wird an sensitiven Stellen im Reaktor durch sogenannte Innentäter zur Detonation gebracht.

In der letzten Zeit sind Fälle bekannt geworden, in denen von außen Computerviren auch in industrielle und sogar in Computersysteme von Atomanlagen eingebracht wurden. Durch gezielte Programmänderungen ist es grundsätzlich möglich, die Steuerung und Regeleinrichtungen so zu verändern, dass die ausreichende Kühlung des Reaktorkerns verhindert wird. (MAJER 2013)

Die US-amerikanische **Nuclear Threat Initiative** (NTI) attestierte Deutschland Defizite im Schutz vor möglichen Cyber-Angriffen und beim Schutz vor Sabotage oder Terrorangriffen durch sogenannte Innentäter. (NTI 2022)

7.4 Besondere aktuelle Bedrohungssituation

Militärische Aktionen gegen kerntechnische Anlagen wie die russischen Angriffe auf die ukrainischen Atomanlagen stellen eine weitere Gefahr dar, die in der gegenwärtigen globalen Situation besondere Aufmerksamkeit verdient. Eine neue Risikobewertung müsste prüfen, ob derartige Szenarien mit einbezogen werden müssten.

Mit dem gezielten Terrorangriff am 11. September 2001 ist deutlich geworden, dass auch extreme terroristische Aktivitäten konkrete Bedrohungslagen darstellen können, was zu einer Verschärfung von Sicherheitsauflagen für nukleare Anlagen führte. Mit dem Angriff Russlands auf die Ukraine sind jedoch Szenarien eingetreten, die bisher als kaum realistisch galten. Das Risiko katastrophaler Unfälle hat sich nochmals verschärft.

Mit dem Krieg in der Ukraine sind zivile kerntechnische Anlagen zum ersten Mal indirekt zum Ziel kriegerischer Auseinandersetzungen geworden. Kerntechnische Anlagen können gegen diese Form der Bedrohung nicht ausgelegt werden. Russland hat deutlich gemacht, dass internationale Regeln, die Kriegshandlungen rund um Atomkraftwerke untersagen, nur so lange Bestand haben können, wie sich alle Akteure daran gebunden fühlen. Atomanlagen werden in derartigen Fällen zu einer besonderen Bedrohung. Ihre Nutzung ist in vielen Atomstaaten zudem eng mit dem militärischen Gebrauch verbunden. Die militärische Nutzung, sei es durch Nuklearwaffen oder auch indirekt durch Beschuss einer Anlage, stellt eine Erhöhung der Risiken für eine Gesellschaft dar. (BASE 2022b)

7.5 Fazit

Nach den Terroranschlägen vom 11. September 2001 wurden die möglichen Folgen eines absichtlich herbeigeführten Absturzes eines Verkehrsflugzeugs auf ein Atomkraftwerk diskutiert. Seit einer Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) aus 2002 ist bekannt, dass in Folge eines derartigen Absturzes auf ein deutsches Atomkraftwerk die Gefahr eines Kernschmelzunfalls besteht.

Inzwischen ist auch ein gezielter Absturz mit einem größeren Verkehrsflugzeug, als in der o.g. GRS-Studie unterstellt wurde, einem Airbus A-380, möglich. Statt dieses Bedrohungsszenario zu berücksichtigen, haben sich die Behörden darauf geeinigt, dass dieses nicht erforderlich ist.

Weder die staatlichen noch die betreiberseitigen Schutzmaßnahmen sind ausreichend, um einen Flugzeugabsturz auf Atomkraftwerke zu verhindern. Neben dem Absturz eines Verkehrsflugzeugs sind auch andere Szenarien mit gravierenden Auswirkungen möglich.

Ein als potenziell möglich zu erachtender Terrorangriff kann erhebliche Auswirkungen auf die Bevölkerung haben. Das gleiche gilt auch für militärische Angriffe gegen die keines der Atomkraftwerke geschützt ist. Mit dem Angriff Russlands auf die Ukraine sind jedoch Szenarien eingetreten, die bisher als kaum realistisch galten. Das Risiko katastrophaler Unfälle hat sich nochmals verschärft.

8 Risiko eines schweren Unfalls

Die ermittelte Häufigkeit eines schweren Unfalls ist mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Nur ein Teil dieser Unsicherheiten kann zahlenmäßig erfasst werden. Vor allem aber wurden in der PSA nicht alle auslösenden Ereignisse erfasst. Hinzu kommen Unsicherheiten, die in der PSA nicht quantifiziert wurden oder generell nicht quantifizierbar sind, wie komplexes menschliches Fehlverhalten, unerwartete alterungsbedingte Ausfälle, unerwartete Ereignisse (z. B. extreme Wetterereignisse), Terrorangriffe und Sabotageaktionen oder mangelhafte Sicherheitskultur. (GP 2012)

Die berechnete Häufigkeit von Kernschmelzunfällen sowie von Unfällen mit sehr hohen und frühzeitigen Freisetzungen darf insofern lediglich als grober Risiko-Indikator verstanden werden, und nicht als belastbare Angabe für die tatsächliche Wahrscheinlichkeit derartiger Unfälle. Die tatsächliche Wahrscheinlichkeit ist prinzipiell nicht ermittelbar. Es muss aber angenommen werden, dass sie deutlich über dem in der PSA errechneten Erwartungswert liegt. (GP 2012)

Die Anforderungen zur Durchführung der PSA entsprechen in Deutschland nicht den europäischen Anforderungen, die in den WENRA-Referenz-Leveln niedergeschrieben wurden. Aufgrund der verbleibenden Restlaufzeit ist die geplante und erforderliche Überarbeitung nicht mehr erfolgt. (BMU 2013a)

8.2 Statistische Wahrscheinlichkeit eines Unfalls

Die Wissenschaftler Wheatley, Sornette und Sovacool haben die Wahrscheinlichkeit für weitere Unfälle zu berechnen. **Ihr Fazit: Es gibt eine 50-Prozent-Wahrscheinlichkeit, dass ein Ereignis von der Größe wie in Tschernobyl in den nächsten 27 Jahren und wie in Fukushima in den nächsten 50 Jahren eintritt.** Angesichts der möglichen Folgen müssen sich die breite Öffentlichkeit und Politiker die Frage stellen, ob es sich lohnt, das Risiko des Betriebs von Atomkraftwerken einzugehen, schlussfolgerten die Wissenschaftler. (MIT 2015)

8.3 Fazit

Ein schwerer Unfall mit massiven radioaktiven Freisetzungen ist in allen drei noch in Betrieb befindlichen deutschen Atomkraftwerk möglich. Dies wird von niemandem bestritten, jedoch wird meist auf die geringe Wahrscheinlichkeit hingewiesen. Die Wahrscheinlichkeit für einen derartigen Unfall ist jedoch prinzipiell nicht ermittelbar. Wird die Wahrscheinlichkeit für weitere Unfälle zu berechnen, anhand der bisher aufgetreten Unfälle berechnet. **Es gibt sich eine 50-Prozent-Wahrscheinlichkeit, dass ein Ereignis von der Größe wie in Tschernobyl in den nächsten 27 Jahren und wie in Fukushima in den nächsten 50 Jahren eintritt.**

Um das Risiko eines schweren Unfalls zu bewerten, ist auch das erwartete Schadensausmaß relevant. Aufgrund der Bevölkerungsdichte in Deutschland ist der zu erwartende Schaden für die Bevölkerung und somit auch das Risiko eines Atomunfalls besonders hoch.

9 Probleme beim Katastrophenschutz und beim Strahlenschutz

9.1 Planung der Maßnahmen

Die Risikostudien und Unfallanalysen für deutsche Atomkraftwerke behandeln zwar auch schwere Unfälle, wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit wurden ihre Folgen allerdings bis 2014 nicht als Grundlage für die Katastrophenschutzplanung herangezogen. Nach Auffassung der deutschen Strahlenschutzkommission (SSK) sollte sich aufgrund der Erfahrung von Fukushima die für die Notfallplanung zugrundeliegenden Unfälle stärker an den potenziellen Auswirkungen als an der berechneten Eintrittswahrscheinlichkeit orientieren. Daher wurden auch Unfälle der INES-Stufe-7 in die Festlegung von Planungsgebieten aufgenommen. (SSK 2014)

Als Referenzunfall wird ein Kernschmelzunfall bei einem unbedeckten Dampferzeuger-Heizrohrleck verwendet, der in der PSA-Studie der Stufe 2 für Neckarwestheim 2 (GKN II) von der GRS ermittelt wurde.²⁰ Dabei würden rund 10 % des Kerninventars von Cäsium-137 und Jod-131 freigesetzt.

Laut SSK kann es bei einem Unfall der INES-Stufe 7 in der Umgebung von Atomkraftwerken ohne Schutzmaßnahmen zu schwerwiegenden deterministischen Effekten kommen. Daher ist es notwendig, in diesem Bereich Schutzmaßnahmen vorzubereiten, die mit höchster Priorität sehr schnell und vor allem möglichst vor dem Beginn der unfallbedingten Freisetzung durchgeführt werden können. Um die Wirksamkeit der Maßnahmen sicher zu stellen, sollte die Größe des Evakuierungsgebietes nicht zu groß gewählt werden.

Die Bevölkerung hat aber ein Recht darauf zu erfahren, dass die Dimensionierung der Planungszonen ein Abwägungsprozess ist. So sollte dargelegt werden, welche hohen Strahlendosen auch außerhalb des 5 km Radius auftreten können. Eine Gegenüberstellung der Ergebnisse der Ausbreitungsrechnung und der neuen Planungsgebiete zeigt die Abstriche beim Schutz der Bevölkerung:

- Die **Maßnahme „Evakuierung“** zur Verhinderung hoher Strahlendosen **ist in der Zentralzone** mit einem etwa 5 km großen Radius vorgesehen. Die effektive Dosis für den Fetus (2.-7. Woche) kann bis in eine Entfernung von 10 km höher als 100 mSv sein.
- Die Planung der Maßnahme **„Evakuierung“** aufgrund der Überschreitung des Eingreifrichtwerts für eine Evakuierung (100 mSv) wird bis 20 km (Mittelzone) empfohlen. Aber auch in größeren Entfernungen bis in ca. 35 km von der Anlage ist mit dem Überschreiten der Eingreifrichtwerte zu rechnen.

9.2 Durchführung der Katastrophenschutzmaßnahmen

Die Pläne für Katastrophenschutzmaßnahmen anzuwenden, war auch vor der Vergrößerung der Schutz-zonen schon eine große Herausforderung. (SCHUTZKOMMISSION 2014) Die Schutzkommission, die die Bundesregierung in wissenschaftlichen und wissenschaftlich-technischen Fragen des Schutzes der Zivilbevölkerung berät, erklärte, dass die Beobachtung verschiedener Übungen zu kerntechnischen Unfällen gezeigt habe, dass die Umsetzung insbesondere auf Ebene der Kreise und Städte stark verbesserungsbedürftig ist.

Die Behörden von Bund und Ländern hatten am 17. September 2013 das Agieren nach einem schweren Unfall geprobt – und dabei gründlich versagt. Testobjekt der Beamten für die Koordination eines Ernstfalls war das AKW Emsland. Erst fünf Stunden nach dem Austritt von Radioaktivität warnten die Behörden in dem Probedurchlauf die Menschen. Zu diesem Zeitpunkt war die fiktive nukleare Wolke in der Übung längst über Großstädte wie Osnabrück oder Bielefeld in Richtung Bayern hinweg gezogen. Die Menschen wären der Strahlung schutzlos ausgeliefert gewesen.

²⁰ Die errechnete Häufigkeit für dieses Unfallszenario beträgt $2,1 \text{ E-7/a}$. Die Hauptfreisetzung würde ca. 21 Stunden nach der Abschaltung des Reaktors beginnen.

9.3 Unzureichender Strahlenschutz

Gesundheitliche Folgen der radioaktiven Strahlung an Arbeitsplätzen und in der Umgebung von Atomanlagen im „Normalbetrieb“ von Atomanlagen werden meist nicht beachtet.

Hunderttausende von Arbeitskräften, vornehmlich Männer, waren und sind in der Kerntechnik beschäftigt, von der Gewinnung des Uranerzes in Bergwerken bis zur Stilllegung und dem Abriss von Atomkraftwerken. Ein besonderes Risiko tragen bis heute die Angestellten von Fremdfirmen in Atomanlagen, deren Anzahl im Vergleich zu derjenigen der Betriebsangestellten stets sehr hoch war. Tausende von Bergleuten erkrankten schwer und starben einen frühzeitigen Tod durch ihre Beschäftigung bei der SDAG Wismut in der ehemaligen DDR, dem vormals drittgrößten Uranabbaugebiet der Welt. Die an den Langzeitfolgen später erkrankten Menschen hatten und haben ebenfalls nur sehr geringe Chancen auf Kompensation.

Die zahlenmäßig größten Studien zu den Auswirkungen von Strahlung erfolgten im Rahmen des Projektes INWORKS (International Nuclear Workers Study) an 308.297 überwachten Beschäftigten der Nuklearindustrie in Frankreich, des U.K. und den USA. Entgegen früherer Annahmen zeigte sich, dass pro Dosis bei chronischer Niedrigdosisbestrahlung (wie sie an Arbeitsplätzen typisch ist) ein höheres Mortalitätsrisiko als nach Kurzzeitbestrahlung (wie durch die Atombombenangriffe auf Hiroshima und Nagasaki verursacht) besteht. Zahlreiche Untersuchungen im Berufsmilieu über Spätschäden an einzelnen Organen bestätigen dieses grundlegende Ergebnis. Dennoch bilden die japanischen Atombombenüberlebenden nach wie vor das Referenzkollektiv zur Bewertung von Strahlenfolgen.

Gesundheitliche Folgen durch den Betrieb von Atomkraftwerken und anderen Atomanlagen bestehen auch für die in der Umgebung lebenden Bevölkerungen. Sowohl aus Deutschland als auch international gab es etliche wissenschaftliche Studien über Leukämieerkrankungen in der Umgebung von Atomanlagen. Ausgangspunkt waren häufig Beobachtungen von Anwohner:innen. Leukämie ist eine bekannte Strahlenfolge. Die Krankheit tritt normalerweise sehr selten auf, besonders im Kindes- und Jugendalter. Die 2007 in Deutschland durchgeführte KiKK-Studie (Kinderkrebs in der Umgebung von Kernkraftwerken) fand eine um 60 Prozent erhöhte Krebsrate und eine um 118 Prozent signifikant erhöhte Leukämierate bei Kindern unter 5 Jahren im 5-km Nahbereich der Atomkraftwerke. Mit zunehmender Wohnnähe zum Atomkraftwerk nimmt das Erkrankungsrisiko für frühkindliche Krebserkrankungen und Leukämie stetig zu. Offiziell wurde und wird allerdings behauptet, Strahlung könne nicht die Ursache sein, weil die Dosis zu gering sei.

9.3 Fazit

Vor sieben Jahren ereignete sich der katastrophale Unfall in Fukushima, der erneut verdeutlichte, dass eine Ausweitung der Katastrophenschutzpläne um die Atomkraftwerke in Deutschland erforderlich ist.

Es ist allerdings zu beachten, dass selbst bei Umsetzung der neuen Katastrophenschutzpläne der Schutz der Bevölkerung nicht umfassend genug ist. Vor allem werden schwangere Frauen und Kinder nicht an jedem Standort und bei jeder Wetterlage durch Evakuierung vor hohen Strahlendosen geschützt, da eine vollständige Evakuierung in einem Gebiet mit einem Radius von mehr als 5 km als nicht durchführbar erachtet wird.

Zusätzlich zu den gesundheitlichen Folgen der radioaktiven Strahlung aus potenziellen schweren Unfällen müssen auch die inzwischen gut dokumentierten Folgen an Arbeitsplätzen und in der Umgebung von Atomanlagen im sogenannten „Normalbetrieb“ von Atomkraftwerken bei der Risikobewertung einer weiteren Nutzung der Atomkraftwerke berücksichtigt werden.

10 Zusammenfassung

Die Bundesregierung hatte Anfang März 2022 geprüft, ob eine Verlängerung der Laufzeiten der noch im Betrieb befindlichen drei Atomkraftwerke in Deutschland umsetzbar wäre und inwiefern diese Verlängerung zur Energiesicherheit beitragen könnte. Im Ergebnis einer Abwägung von Nutzen und Risiken hat die Bundesregierung eine Laufzeitverlängerung auch angesichts der aktuellen Gaskrise abgelehnt.

Zwischen Wirtschafts- und Umweltministerium und den AKW-Betreibern wurden drei Optionen diskutiert und bewertet:

1. Die am 31.12.2021 abgeschalteten Atomkraftwerke werden wieder in Betrieb genommen. Diese Variante wird als unrealistisch bewertet. Für eine neue Genehmigung müssen die Atomkraftwerke dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Dieser Standard ist durch Nachrüstungen nicht zu erreichen.
2. Eine kurze, etwa dreimonatige Verlängerung der Laufzeiten der drei noch am Netz befindlichen Atomkraftwerke bis Ende März 2023 (Streckbetrieb). Diese Variante wird als grundsätzlich möglich bewertet, sie bringt jedoch ohne Option 3) keinen Nettostromgewinn.
3. Eine Verlängerung der Laufzeiten der drei noch am Netz befindlichen Atomkraftwerke um 3-5 Jahre. Diese Variante ist eine Risikoabwägung, bei der eine Reihe von Elementen berücksichtigt werden müssen.

In dieser Studie werden die Implikationen der 3. Option „Laufzeitverlängerung“ der drei noch betriebenen Atomkraftwerke diskutiert.

Die Atomkraftwerksbetreiber verweisen darauf, dass sie sich in einem solchen technisch machbaren Szenario einem Weiterbetrieb zur Unterstützung der Versorgungssicherheit nicht verschließen würden. *Allerdings sollte die Bundesregierung in eine quasi „Eigner“-Rolle kommen und die Kraftwerke quasi im staatlichen Auftrag betrieben würden.* Das Vorgehen wäre zwar möglich, erfordert allerdings entsprechenden organisatorischen und personellen Aufwand.

Energiewirtschaftlich liegt der Nutzen eines Weiterbetriebs der Atomkraftwerke in diesem Szenario bis zum Ende der dann verlängerten Laufzeiten darin, dass etwa 5% des deutschen Strombedarfs pro Jahr beigesteuert werden kann.

Bei einem weiteren Betrieb der Reaktoren müssen weitere Faktoren betrachtet werden, u.a.: Das Atomgesetz muss geändert werden, neue Brennelemente müssen beschafft werden. Außerdem fehlt (kompetentes) Fachpersonal bei den Betreibern aber auch bei Gutachter-Organisationen und Aufsichtsbehörden. Die zusätzlichen Mengen schwach- und mittlerradioaktive Abfälle könnten nicht im geplanten Endlager Konrad untergebracht werden. Sollte der Atomausstieg erneut verschoben werden, hätte dies erhebliche Folgen für die Akzeptanz des Standortauswahlverfahrens für das Endlager für hochradioaktive Abfälle.

Bei einer Verlängerung der AKW-Laufzeiten über Ende 2022 stellt sich nicht nur die Frage, ob der Aufwand den Ertrag rechtfertigt, sondern vor allem welche Risiken damit verbunden sind. Ziel dieser Studie ist es, das Risiko darzustellen, das von diesen Atomkraftwerken für die Bevölkerung ausgeht.

Als Argument für eine Laufzeitverlängerung wird vor allem vorgebracht, dass die bis zum gesetzlichen Abschaltdatum „sicher“ zu betreibenden Atomkraftwerke nicht danach „unsicher“ seien. Eine Interpretation des Begriffs „Sicherheit“ im Sinne einer objektiven, absolut bezifferbaren Kenngröße ist für Atomkraftwerke nicht möglich. Wenn der Betrieb von Atomkraftwerken als sicher bezeichnet wird, dann heißt dies folglich nur, dass das damit verbundene Risiko akzeptiert wird.

Entscheidend ist dabei insbesondere, welcher Beurteilungsmaßstab dafür angelegt wurde. Dabei ist zu berücksichtigen, dass sich der Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf die erforderliche Sicherheit kontinuierlich weiterentwickelt.

Eine grundlegende Überprüfung der AKW anhand des jeweils aktuellen kerntechnischen Regelwerks findet nur mittels einer „Periodischen Sicherheitsüberprüfung“ (PSÜ) statt. Bei den derzeit noch laufenden Atomkraftwerken gab es eine PSÜ zuletzt 2009 und bisher nur nach dem alten Regelwerk. Dieses stammt aus Ende der 1970er und Anfang der 1980er Jahre. Die Aufsichtsbehörden in Niedersachsen und Bayern waren bis zuletzt gegen die Verabschiedung des neuen Regelwerks. Schließlich war die zur Verabschiedung der SiAnf erforderliche Einstimmigkeit im Länderausschuss für Atomkernenergie 2012 nur zu erreichen, nachdem auf Forderung Bayerns festgelegt wurde: *„Die Veröffentlichung (der SiAnf) ist kein Anlass für eine gesonderte Sicherheitsüberprüfung.“* (BMWK/BMUV 2022c)

Da eine grundlegende Sicherheitsanalyse und Überprüfung der Störfallszenarien anhand des neuen Regelwerks von 2012 weitgehend unterblieben ist, sind unerkannte Defizite nicht auszuschließen, sodass in der Folge für einen Weiterbetrieb über den 31.12.2022 hinaus Investitionsbedarfe in die Sicherheitstechnik ebenfalls nicht auszuschließen sind.

Die Bundesregierung gesteht zu, dass eine umfassende Sicherheitsüberprüfung im Konflikt mit einem schnellen, befristeten Weiterbetrieb der Anlagen steht. Ein Weiterbetrieb wäre daher nur sinnvoll, wenn entweder die Prüftiefe der grundlegenden Sicherheitsanalyse verringert würde und/oder auf weitreichende Nachrüstungsmaßnahmen, die im Zuge der Sicherheitsüberprüfung gegebenenfalls angeordnet würden, verzichtet würde.

In den drei noch betriebenen Atomkraftwerken hätte 2019 eine PSÜ durchgeführt werden müssen. Laut Atomgesetz müssen nun keine umfassenden Sicherheitsüberprüfungen mehr erfolgen, denn gemäß § 19a, Absatz 2 AtG sind Sicherheitsüberprüfungen nur bis drei Jahre vor der Abschaltung gefordert. **Der Gewährleistung eines angemessenen Schutzes der Bevölkerung vor einem möglichen Unfall in Atomkraftwerken entsprach der Verzicht auf die periodischen Sicherheitsüberprüfungen nicht.**

Laut Bundesregierung ist ein Verzicht auf eine PSÜ aus Sicht des Atomgesetzes so bedeutsam, dass sogar die Berechtigung zum Leistungsbetrieb unwiederbringlich erlischt.

Laut Europarecht darf der Gesetzgeber den Weiterbetrieb der Anlagen, die zuletzt vor 13 Jahren einer PSÜ unterzogen wurden, nach der Euratom-Richtlinie für nukleare Sicherheit nicht gestatten, ohne dass zuvor eine PSÜ durchgeführt wurde, die den Anforderungen entspricht. Eine rechtlich zulässige Laufzeitverlängerung setzt nach verbindlichem EU-Recht voraus, dass die gründliche Prüfung, die üblicherweise mehrere Jahre dauert, vor einem möglichen Weiterbetrieb stattfindet.

Eine umfassende und transparente Sicherheitsüberprüfung muss in jedem Fall Voraussetzung für die diskutierte Laufzeitverlängerung der drei noch in Betrieb befindlichen Atomkraftwerke sein. Sie muss vor einer Genehmigung zum weiteren Betrieb und auf Basis der aktuellen Sicherheitsanforderungen erfolgen. Die Bevölkerung und die Politik haben ein Recht darauf zu erfahren, welche Defizite die Atomkraftwerke im Vergleich zu den Sicherheitsanforderungen laut Stand von Wissenschaft und Technik aufweisen. Des Weiteren sollten sie Informationen erhalten, welche Nachrüstungen technisch möglich wären, aber aus wirtschaftlichen Gründen nicht erfolgen sollen. Diese wichtigen Entscheidungen sollten nicht von Aufsichtsbehörde und Betreiber hinter verschlossenen Türen gefällt werden.

Die Unfälle im AKW Fukushima im März 2011 führten zu einer Neubewertung der Nutzung der Kernenergie in Deutschland. Mit dem 13. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes (6. August 2011) verloren acht Reaktoren die Berechtigung zum Leistungsbetrieb. Seitdem gingen sechs weitere Atomkraftwerke endgültig vom Netz. Für die verbleibenden drei Reaktoren (Emsland, Isar-2 und Neckarwestheim-2) nennt das Gesetz als spätesten Termin für die endgültige Abschaltung den 31.12.2022.

Die jetzt noch betriebenen deutschen Atomkraftwerke entsprechen nicht mehr dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik. **Ziel dieser Studie ist es, das Risiko darzustellen, das von den deutschen Atomkraftwerken für die Bevölkerung jetzt bereits und bei einer Laufzeitverlängerung ausgeht.**

In Zusammenhang mit den 2010 bewilligten Laufzeitverlängerungen für die deutschen Atomkraftwerke wurde vom BMU eine Nachrüstliste mit insgesamt sicherheitstechnischen 39 Anforderungen/Maßnahmen veröffentlicht. Die „Nachrüstliste“ war erforderlich geworden, da aufgrund des 2000 beschlossenen Atomausstiegs bereits vielfach auf bis dahin erforderliche Nachrüstungen aufgrund der begrenzten Laufzeit verzichtet wurde. Nach dem folgenschweren Unfall in Fukushima und dem darauffolgend entschiedenen Ausstieg aus der Atomenergie wurde im Juni 2012 eine aktualisierte Liste veröffentlicht. (BMU 2012)

Die aktualisierte „BMU Nachrüstliste“ aus 2012 enthält insgesamt 25 Anforderungen/Maßnahmen zur erforderlichen Nachrüstung. Es sollte für jedes AKW geprüft werden, ob diese Anforderungen/Maßnahmen schon erfüllt werden bzw. mit welchen konkreten Mitteln diese zu erreichen sind. Zwar kann auch durch Nachrüstungen ein potenzieller Unfall mit erheblichen radioaktiven Freisetzungen nicht „praktisch ausgeschlossen“ werden, dennoch hätte alles getan werden müssen, um im Rahmen der Möglichkeiten bekannte Schwachstellen auszugleichen oder diesen entgegen zu wirken.

Die Betreiber von Atomkraftwerken sind laut Atomgesetz dazu verpflichtet, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zum Schutz von Leben und Gesundheit „erforderliche Vorsorge“ gegen Schäden zu gewährleisten. Was „erforderlich“ ist, wird aber nicht nur von sicherheitstechnischen Kriterien bestimmt, sondern auch von wirtschaftlichen. Wesentliches Kriterium war bisher ist die Zumutbarkeit für den Betreiber und nicht der Schutz der Bevölkerung.

Der folgenschwere Reaktorunfall im Atomkraftwerk Fukushima-Daiichi war vorhersehbar und hätte verhindert werden können. Eine Vielzahl von Fehlern und vorsätzlichen Nachlässigkeiten hat zum Unfall geführt. Die Aufsichtsbehörde hat zudem international anerkannte Sicherheitsrichtlinien nur sehr schleppend eingeführt. Es wurde jedoch kein Geld in Schutzmaßnahmen investiert, weil die möglichen Gefahren als zu unwahrscheinlich erachtet wurden. TEPCO räumte auch ein, die Naturgefahren vorsätzlich verharmlost zu haben, da eine Stilllegung des Atomkraftwerks befürchtet wurde.

Die im Nachgang zum Fukushima-Unfall durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen der deutschen Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der EU Stresstest zeigen, dass auch die deutschen Atomkraftwerke nicht ausreichend gegen Erdbeben und Hochwasser geschützt sind. Zusätzlich wurde deutlich, dass die Durchführbarkeit und die Funktionsfähigkeit der Notfallschutzmaßnahmen nicht gewährleistet sind. Dennoch wird das Risiko eines schweren Unfalls von den Betreibern verharmlost. **In den Grundzügen war die Situation in Deutschland vergleichbar mit der Situation in Japan.**

Im Anschluss an den EU Stresstest sollte jedes Land Nationale Aktionspläne aufstellen, um die identifizierten Schwachstellen zu beheben. **Der deutsche Aktionsplan wurde unter Berücksichtigung der Restlaufzeiten der Atomkraftwerke begrenzt.**

Inzwischen gilt der Nationale Aktionsplan als abgeschlossen. Das BMUB bat die RSK, um eine Bewertung der implementierten Maßnahmen/Aktivitäten. Anders als erforderlich, erfolgte die Bewertung der RSK aber nicht anlagenspezifisch. Die AKW-Betreiber hatten zusammen mit der VGB ein generisches Konzept zur Bewältigung der Maßnahmen erstellt.

Bezüglich Erdbeben hält die RSK anhand des VGB-Konzepts für alle Atomkraftwerke – bis auf für Grohnde – einen ausreichenden Schutz plausibel. Die RSK betont aber, dass vor dem Hintergrund des meldepflichtigen Ereignisses in Philippsburg-2 im Dezember 2016 noch eine generische Beratung zur Glaubwürdigkeit der VGB-Ergebnisse stattfinden muss. Was in Deutschland aber vor allem fehlt, ist eine umfassende Neubewertung des Erdbebenrisikos, wie es etwa in der Schweiz mit dem PEGASOS-Projekt durchgeführt worden ist.

Die RSK schränkt an vielen Stellen ein, dass die implementierten Notfallmaßnahmen nur dann geeignet sind, wenn technische Voraussetzungen erfüllt sind und sie in kurzer Zeit durchführbar sind. Ob das möglich ist, bewertet die RSK nicht. Aber gerade dieses war beim Stresstest kritisiert worden. Der Umfang der erfolgten Maßnahmen ist insgesamt schwer zu bewerten. **Die „Verbesserung“ des Schutzes vor externen Einwirkungen (Erdbeben, Hochwasser und Extremwetterereignisse) geschah vor allem auf dem Papier, z. B. durch Abbau von Sicherheitsmargen. Gerade hinsichtlich der angemessenen Berücksichtigung der externen Einwirkungen scheint Deutschland nicht von den Erfahrungen aus Fukushima gelernt zu haben.**

Die WENRA Sicherheitsziele für neue Atomkraftwerke sollen laut WENRA als Referenz verwendet werden, um bei den bestehenden Atomkraftwerken im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) die vernünftig machbaren Nachrüstungen zu identifizieren. **Diese Sicherheitsüberprüfungen finden in Deutschland laut Atomgesetz aufgrund der verbleibenden Restlaufzeiten nicht mehr statt. Unabhängig von der zu verbleibenden Restlaufzeit sollten umfassende Sicherheitsüberprüfungen erfolgen. Das galt für die vereinbarten Restlaufzeiten und gilt umso mehr für die ange-dachten Verlängerungen der Laufzeiten.**

Die Bevölkerung und die Politik haben ein Recht darauf zu erfahren, welche Defizite die Atomkraftwerke aufweisen. Sie sollten auch wissen, welche Nachrüstungen technisch möglich wären, um sie vor einem schweren Unfall und möglichen gesundheitlichen Auswirkungen und langfristigen Umsiedlungen zu bewahren, aber aus wirtschaftlichen Gründen nicht erfolgen.

Die Entscheidung über den Umfang der geforderten Nachrüstungen bzw. Maßnahmen sollte nicht allein bei der Aufsichtsbehörde verbleiben. Die neue europäische Richtlinie (Nuclear Safety Directive - NSD) sieht auch eine Erhöhung der Transparenz vor. Nach wie vor werden der Bevölkerung und Politik aber die meisten Informationen zur Bewertung der nuklearen Sicherheit vorenthalten. Transparenz im Sinne einer Teilhabe an Entscheidungsprozessen fehlt vollständig.

Der Abbau von Sicherheitsmargen beim Einsatz von höher angereicherten Brennelementen hat offenbar dazu geführt, dass insbesondere im AKW Brokdorf Brennelementverformungen auftraten. Obwohl diese Verformungen erhebliche Auswirkungen haben können und die Ursachen nicht vollständig geklärt sind, wurden die entsprechenden BE weiter eingesetzt. Zusätzlich wurden eine Vielzahl von Brüchen an Niederhaltefedern und Federn an Drosselkörpern gefunden. Diese haben mindestens eine sicherheitstechnische Bedeutung: Vagabundierende Bruchstücke können im Primärkreislauf zu Schädigungen an Brennelementhüllrohren oder den Dampferzeuger-Heizrohren führen. Letzteres kann einen Störfall auslösen. Weiterhin treten verstärkt alterungsbedingte Schäden an Brennelement-Zentrierstiften auf. Es zeigte sich, dass eine früher getroffene Abhilfemaßnahme nicht ausreichend war.

Im Reaktorwasser des AKW Brokdorf wurden im Februar 2017 außergewöhnlich viele Schwebstoffe festgestellt, die sich als abgelöste Teile der Oxidschichten an Brennstäben herausstellten. Messungen ergaben Schichtdicken, die die Grenzwerte an einigen Stellen deutlich überschritten. Wesentlich dafür sind die Leistungserhöhung und der sogenannte Lastfolgebetrieb (Drosseln der Stromproduktion in Abhängigkeit vom Angebot an Windenergie). Letztendlich sind die Ursachen noch nicht geklärt.

Die sicherheitstechnische Bedeutung der übermäßigen Korrosion liegt vor allem darin, dass die Ursachen dafür nicht erklärbar und die bisherigen Prognosen falsch sind. Welche Konsequenzen dies für die Glaubwürdigkeit anderer Prognosen über die Situation im Reaktorkern hat, ist noch nicht abzusehen.

Bemerkenswert ist, dass nach so vielen Betriebsjahren in den Reaktorkernen sicherheitsrelevante Phänomene auftreten, deren Ursache nicht verstanden wird und/oder deren Auftreten nicht erwartet wurde. Die sicherheitstechnische Bedeutung aller dieser Befunde wird – auch von der RSK – heruntergespielt, es wird sich dabei auf Prognosen von Einzelphänomen berufen. Zum einen muss deren Glaubwürdigkeit

aber inzwischen angezweifelt werden, vor allem aber muss die Auswirkung einer Kombination der unterschiedlichen Befunde bewertet werden. **Solange die Ursachen nicht geklärt und behoben sind, wäre aus Sicht des Schutzes der Bevölkerung, eine Einstellung des Leistungsbetriebs angemessen.**

Der Umgang der Betreiber mit der Ursachenaufklärung der meldepflichtigen Ereignisse ist seit vielen Jahren unzureichend. Das wurde bereits mehrfach von Sachverständigen (z. B. der GRS oder der RSK) angemahnt. Die Situation ändert sich jedoch offenbar nicht. Diese unangemessene Vorgehensweise kann dazu führen, dass während eines Störfalls vermeidbare Pannen auftreten. Im schlimmsten Fall kann so ein eigentlich beherrschbarer Störfall in einen Kernschmelzunfall münden.

Noch immer finden sich viele unerwartete Fehler – auch im Reaktorkern – durch Zufall, gezielte Untersuchungen bringen dann weitere Befunde zum Vorschein.

Aufgrund von Alterungseffekten bzw. -problemen ist der Austausch von ersetzbaren Komponenten notwendig. Der Austausch von Komponenten eröffnet neue Fehlerquellen: Vielfach traten Ereignisse, die auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten und auf eine fehlerhafte Montage oder einen Instandhaltungsmangel zurückzuführen sind, in den letzten Jahren auf.

Im Rahmen dieser Studie wurden meldepflichtige Ereignisse in den Jahren 2016 – 2022 (Juni) in den noch laufenden deutschen Atomkraftwerken grob ausgewertet. Es zeigte sich, dass insgesamt 40 meldepflichtige Ereignisse auftraten, die auf den Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten (12) und auf eine fehlerhafte Montage, einen Instandhaltungsmangel oder eine nicht korrekte Einstellung (18) und auf einen Alterungseffekt zurückzuführen sind (10). Dabei traten 15 Ereignisse in Isar-2, 14 in Emsland und 11 in Neckarwestheim-2 auf.

Diese Ereignisse sind als Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung eingestuft worden. Es kann aber nicht ausgeschlossen werden, dass bei den hier betrachteten Ereignissen Faktoren wie Zeitdruck und mangelnde Qualitätskontrolle eine Rolle spielen, die letztlich mit wirtschaftlichem Druck und Mängeln der Sicherheitskultur zusammenhängen. Daher kann nicht garantiert werden, dass ähnliche Ereignisse nicht auch in Systemen mit größerer Bedeutung für die Sicherheit eintreten können.

Ein Beispiel für meldepflichtige Ereignisse, die als Ereignisse ohne sicherheitstechnische Bedeutung eingestuft werden, sind die Risse in den Dampferzeugern in Neckarwestheim. Untersuchungen im AKW Neckarwestheim-2 haben im Juni 2021 zum fünften Mal in Folge Korrosionsschäden in den Dampferzeugern aufgedeckt. Die Ursachen für weitere Schäden sind offenbar bis heute nicht behoben.

Aus Sicht des ehemaligen Chefs der Bundesatomaufsicht, Dieter Majer, darf das AKW Neckarwestheim 2 so nicht weiterbetrieben werden. Ein Weiterbetrieb ohne Austausch der Dampferzeuger kann nur erfolgen, wenn erreicht werden kann, dass interkristalline Spannungsrisskorrosion nicht mehr stattfinden kann. (MAJER 2021) Es ist bekannt, dass bei diesem Schadenmechanismus grundsätzlich ein schneller Rissfortschritt möglich ist. Die erneuten Rissfunde in 2021 belegen, dass im AKW Neckarwestheim-2 weiterhin korrosive Bedingungen vorherrschen. Lässt die Atomaufsicht den Reaktor in diesem Zustand ans Netz, nimmt sie einen schweren Störfall weiter billigend in Kauf.

Als die größte Herausforderung für den sicheren Betrieb der Atomkraftwerke wird die Erhaltung der kerntechnischen Kompetenz gesehen.

Die meisten **Verstöße gegen die Sicherheitskultur** gelangen nie an die Öffentlichkeit. Dabei hat diese und insbesondere die Politik ein Recht zu erfahren, wie es um die Sicherheit in deutschen AKWs tatsächlich steht, um die Gefahren der Atomkraft angemessen einschätzen zu können. Noch gravierender ist aber, dass davon auszugehen ist, dass ein großer Teil der Nachlässigkeiten weder vom Betreiber noch vom Gutachter oder der Aufsichtsbehörde entdeckt werden, sondern sich erst im Falle eines Störfalls negativ bemerkbar machen und dann bei der Beherrschung eines Störfalls gravierende Konsequenzen haben können.

Nach den Terroranschlägen vom 11. September 2001 wurden die möglichen Folgen eines absichtlich herbeigeführten Absturzes eines Verkehrsflugzeugs auf ein Atomkraftwerk diskutiert. Seit einer Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) aus 2002 ist bekannt, dass in Folge eines derartigen Absturzes auf ein deutsches Atomkraftwerk die Gefahr eines Kernschmelzunfalls besteht. Inzwischen ist auch ein gezielter Absturz mit einem größeren Verkehrsflugzeug, als in der o.g. GRS-Studie unterstellt wurde, einem Airbus A 380, möglich. **Statt dieses Bedrohungsszenario zu berücksichtigen, haben sich die Behörden darauf geeinigt, dass dieses nicht erforderlich ist.** Sicherheitstechnisch ist dieses Vorgehen nicht gerechtfertigt. Auch laut aktueller Rechtsprechung ist ein Schutz in Bezug auf den Absturz eines Flugzeugs vom Typ Airbus A380 zu gewährleisten.

Weder die staatlichen noch die betreiberseitigen Schutzmaßnahmen sind ausreichend, um einen Flugzeugabsturz auf Atomkraftwerke zu verhindern. Wie real die Bedrohung von den Behörden eingeschätzt wird, verdeutlicht der seit dem Jahr 2007 geltende Rahmenplan zu Kommunikationsabläufen zwischen dem Nationalen Lage- und Führungszentrum ‚Sicherheit im Luftraum‘ (NLFZ) und den AKWs im Falle einer drohenden Gefahr durch RENEGADE-Luftfahrzeuge. Zwischen 2010 und 2018 wurde insgesamt in sieben Fällen der RENEGADE-Voralarm für die Atomkraftwerke ausgelöst.

Neben dem Absturz eines Verkehrsflugzeugs sind auch andere Terror-Szenarien mit gravierenden Auswirkungen möglich. Die US-amerikanische **Nuclear Threat Initiative** (NTI) attestierte Deutschland Defizite im Schutz vor möglichen Cyber-Angriffen und vor allem beim Schutz vor Sabotage oder Terrorangriffen durch Insider.

Ein als potenziell möglich zu erachtender Terrorangriff kann erhebliche Auswirkungen auf die Bevölkerung haben. Das gleiche gilt auch für militärische Angriffe gegen die keines der Atomkraftwerke geschützt ist. Mit dem Angriff Russlands auf die Ukraine sind jedoch Szenarien eingetreten, die bisher als kaum realistisch galten. Das Risiko katastrophaler Unfälle hat sich nochmals verschärft.

Ein schwerer Unfall mit massiven radioaktiven Freisetzungen ist in jedem deutschen Atomkraftwerk möglich. Dies wird von niemandem bestritten, jedoch wird meist auf die geringe Wahrscheinlichkeit hingewiesen. Die Wahrscheinlichkeit für einen derartigen Unfall ist jedoch theoretisch nicht ermittelbar. Wird die Wahrscheinlichkeit für weitere Unfälle zu berechnen, anhand der bisher aufgetreten Unfälle berechnet. **Es gibt sich eine 50-Prozent-Wahrscheinlichkeit, dass ein Ereignis von der Größe wie in Tschernobyl in den nächsten 27 Jahren und wie in Fukushima in den nächsten 50 Jahren eintritt.**

Um das Risiko eines schweren Unfalls zu bewerten, ist auch das zu erwartende Schadensausmaß relevant. Aufgrund der Bevölkerungsdichte in Deutschland ist der zu erwartende Schaden für die Bevölkerung und somit auch das Risiko eines Atomunfalls besonders hoch.

Vor sieben Jahren ereignete sich der katastrophale Unfall in Fukushima, der erneut verdeutlichte, dass eine Ausweitung der Katastrophenschutzpläne um die Atomkraftwerke in Deutschland erforderlich ist. Die inzwischen erfolgte Ausweitung der Planungszonen des Katastrophenschutzes, die auf der Berücksichtigung von möglichen schweren Reaktorunfällen beruht, ist zu begrüßen. Ob im Falle eines Unfalls, die Schutzmaßnahmen ausreichend schnell durchgeführt werden können, kann bezweifelt werden.

Eine wichtige Lektion aus dem Fukushima-Unfall ist, dass es wichtiger ist sich auf den möglichen hohen Schaden eines Unfalls zu fokussieren als auf die geringe Wahrscheinlichkeit eines Unfalls. Rechtzeitige Schutzmaßnahmen können ohne sorgfältige Planung nicht effektiv sein. Es ist allerdings zu beachten, dass selbst bei Umsetzung der neuen Katastrophenschutzpläne der Schutz der Bevölkerung nicht umfassend genug ist. Vor allem werden schwangere Frauen und Kinder nicht bei jeder Wetterlage durch Evakuierung vor hohen Strahlendosen geschützt, da eine vollständige Evakuierung in einem Gebiet mit einem Radius von mehr als 5 km als nicht durchführbar erachtet wird.

Zusätzlich zu den gesundheitliche Folgen der radioaktiven Strahlung aus potenziellen schweren Unfällen müssen auch die inzwischen gut dokumentierten Folgen an Arbeitsplätzen und in der Umgebung von Atomanlagen im sogenannten „Normalbetrieb“ von Atomkraftwerken bei der Risikobewertung einer weiteren Nutzung der Atomkraftwerke berücksichtigt werden.

11 Literatur

- AUSGESTRAHLT 2021 Gefährliche Risse! <https://www.ausgestrahlt.de/themen/atomunfall/gefah-neckarwestheim/>
- BASE 2022a Bundesamt für Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Monatsberichte zu meldepflichtigen Ereignissen; <https://www.base.bund.de/DE/themen/kt/stoerfallmeldestelle/berichte/monatsberichte/monatsberichte.html>
- BASE 2022b Bundesamt für Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Laufzeitverlängerung deutscher Atomkraftwerke? Stand 26.07.2022; https://www.base.bund.de/DE/themen/kt/ausstieg-atomkraft/laufzeitverlaengerung-faq.html;jses-sionid=2BBF4E3CDB478CDA9CDA276D7C8CDFAC.2_cid349
- BASE 2022c Bundesamt für Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Kurzbeschreibung und Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland im Zeitraum September 2018, Stand: 10.01.2022
- BFS 2013 Bundesamt für Strahlenschutz (BFS): Monatsberichte zu meldepflichtigen Ereignissen; http://www.bfs.de/de/kerntechnik/ereignisse/berichte_meldepflichtige_ereignisse/monatsberichte.html
- BMLFUW GE 2014: Stress tests Follow-Up Actions; Issue Paper for Germany; Authors: Kurt Decker, Helmut Hirsch, Bojan Tomic; Austrian Federal Ministry of Agriculture, Forestry, Environment and Water Management; Prepared by the Order of the BMLUFW; Report Final Version Vienna; 20-01-2014; <https://www.bmlfuw.gv.at/umwelt/strahlen-atom/antiakwpolitik/euroatom-internat/stresstest.html>
- BMU 2002 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Schutz der deutschen Kernkraftwerke vor dem Hintergrund der terroristischen Anschläge in den USA vom 11. September 2001 – Ergebnisse der GRS-Untersuchungen aus dem Vorhaben „Gutachterliche Untersuchungen zu terroristischen Flugzeugabstürzen auf deutsche Kernkraftwerke“; Bonn, 27.11.2002
- BMU 2010b Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheits-technische Anforderungen / Maßnahmen zur weiteren Vorsorge gegen Risiken; Datei vom 01.10.2010 – sowie erläuternde Bemerkungen zu dieser Liste, Stand 28.09.2010, www.bmu.de, gesehen Februar 2011
- BMU 2012 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheits-technische Anforderungen / Maßnahmen zur weiteren Vorsorge gegen Risiken; www.bmu.de; 15.06.2012
- BMU 2013a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Sechste Überprüfungstagung im März/April 2014, 26. Juni 2013
- BMUB 2014 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Fortgeschriebener Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima, Dezember 2014; http://www.bmub.bund.de/fileadmin/Daten_BMU/Download_PDF/Nukleare_Sicherheit/aktionsplan_fukushima_bf.pdf
- BMUB 2015a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): EU verabschiedet geänderte Richtlinie zur nuklearen Sicherheit, 15.12.2015 <http://www.bmub.bund.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/nukleare-sicherheit/rechtsvorschriften-technische-regeln/eu-verabschiedet-geaenderte-richtlinie-zur-nuklearen-sicherheit/>
- BMUB 2016 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Siebte Überprüfungstagung im März/April 2017, Bonn, Juni 2016
- BMUB 2016a Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Bekanntmachung der Beschlüsse des Länderausschusses für Atomenergie -Hauptausschuss - zum Thema „Rechtlicher Rahmen der Beurteilung des Szenarios, Terroristischer Flugzeugabsturz‘ durch die Exekutive“; 31.08.2016.

- BMUB 2017 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Abgeschlossener Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima; Dezember 2017
- BMUB 2019 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Achte Überprüfungstagung im März/April 2020, Bonn, Juni 2019
- BMWK/BMUV 2022a Prüfung des Weiterbetriebs von Atomkraftwerken aufgrund des Ukraine-Kriegs, 7. März 2022; https://www.bmuv.de/fileadmin/Daten_BMU/Download_PDF/Nukleare_Sicherheit/laufzeitverlaengerung_akw_bf.pdf
- BMWK/BMUV 2022b Protokoll der Telefonschaltkonferenz zur Frage der Verlängerung der Laufzeiten der Atomkraftwerke, Final abgestimmtes Protokoll, 7.3.2022
- BMWK/BMUV 2022c Zur Kritik am Prüfvermerk von BMWK und BMUV vom 7. März 2022 zur Laufzeitverlängerung von Atomkraftwerken, Vermerk, 29.06.2022
- BW UM 2016 Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg: Überwachung kerntechnischer Anlagen; 2016; <https://um.baden-wuerttemberg.de/de/umwelt/kernenergie-und-radioaktivitaet/ueberwachung-kerntechnischer-anlagen/>
- ENSREG 2011 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG): EU Stress Tests and Follow-up; <http://www.ensreg.eu/EU-Stress-Tests>, 2011
- ENSREG 2012 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG): Germany, Peer review country report; Germany 26 April 2012; www.ensreg.eu
- ENSREG GE 2012 Report of the stress test peer review Follow-up fact finding site visit to Gundremmingen, Germany, 12-14 September 2012
- ENSREG 2018 1st Topical Peer Review Report "Ageing Management", country specific findings European Nuclear Safety Regulator's Group.
- EU 2014 RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen.
- GP 2012 Greenpeace Deutschland: Schwere Reaktorunfälle – wahrscheinlicher als bisher angenommen; Grenzen und Möglichkeiten von probabilistischen Risiko-Analysen (PRA); Erstellt von cervus nuclear consulting; Neustadt a. Rbge., Februar 2012
- GP 2014 Greenpeace Deutschland: Gefahr aus der Luft – Drohnenüberflüge bedrohen französische Atomanlagen, Oda Becker im Auftrag von Greenpeace Deutschland e.V.; November 2014
- GRS 2012 Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS): Kerntechnisches Regelwerk; 2012; www.grs.de/content/kerntechnisches-regelwerk
- GRS 2018 Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS): Kerntechnisches Regelwerk; Kerntechnisches Regelwerk; 2018
- GRS 2022 Streckbetrieb, <https://www.grs.de/de/glossar/streckbetrieb>
- HELLER 2006 Heller, W.: Luftsicherheitsgesetz verfassungswidrig, ATW 51/5, Mai 2006
- IAEA 2015a International Atomic Energy Agency (IAEA): „Vienna Declaration on Nuclear Safety“. Text. CNS/DC/2015/2/Rev.1.
- IAEA 2022 International Atomic Energy Agency (IAEA): Mission calendar; July 2022; <https://www.iaea.org/services/review-missions/calendar>
- INRAG 2021 International Nuclear Risk Assessment Group (2021): Risiken von Laufzeitverlängerungen alter Atomkraftwerke, Revision 4; April 2021
- LECHNER 2017 Stephan Lechner (Europäische Kommission, Direktor Euratom Safeguards): “The Energy Union: Progress, Challenges and the Role of Nuclear Power”; Jahrestagung Kerntechnik; Berlin, 2017

- LT BAYERN 2013 Bayerischer Landtag: Vernebelungsanlagen an Atomkraftwerken; Anfragen zum Plenum vom 11. November 2013 mit den dazu eingegangenen Antworten der Staatsregierung, Drucksache 17/84; 14.11.2013
- MAJER 2013 Dieter Majer: Gutachterliche Stellungnahme zur Gefährlichkeit des Atomkraftwerkes Brokdorf; erstellt im Auftrag von ausgestrahlt; 07.02.2013
- MAJER 2021 Gutachterliche Stellungnahme zum „Leck vor Bruch“-Nachweis und zu speziellen Fragestellungen bezüglich des AKW Neckarwestheim 2 (GKN II) Wiesbaden, 19.02.2021
- MIT 2015 MIT Technology Review: “The Chances of Another Chernobyl Before 2050?” 17. April 2015; www.technologyreview.com/view/536886/the-chances-of-another-chernobyl-before-2050-50-say-safety-specialists/
- NMU 2014 Niedersächsisches Ministerium für Umwelt, Energie und Klimaschutz (NMU): Stand der Umsetzung der Maßnahmen aus BMU-Nachrüstliste und Nationalem Aktionsplan (EU-Stresstest) im Kernkraftwerk Grohnde (KWG); Hannover, 10.02.2014
- NMU 2018 Niedersächsisches Ministerium für Umwelt, Energie, Bauen und Klimaschutz: Kernkraftwerk Grohnde nach Revision wieder am Netz. Pressemitteilung Nr. 35/2018; 22.03.2018
- NTI 2022 Nuclear Threat Initiative: Nuclear Security Index 2020; <http://ntiindex.org>
- RENNEBERG 2010a Renneberg Consult UG: Die Atomgesetznovelle und das Nachrüstungsprogramm der Bundesregierung. Gutachtliche Stellungnahme im Auftrag der Bundestagsfraktion von Bündnis 90 / Die Grünen, Bonn, Oktober 2010
- RENNEBERG 2010b Risiken alter Kernkraftwerke, Studie i. A. der Bundestagsfraktion Bündnis 90 / Die Grünen, Büro für Atomsicherheit Bonn, 2010
- RSK 2011 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima I (Japan); RSK-Stellungnahmen, 11.-14.05.2011; www.rskonline.de
- RSK 2013a Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): DWR-Neutronenflussschwankungen, RSK-Stellungnahme; 11.04.2013
- RSK 2015c Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Verformungen von Brennelementen in deutschen Druckwasserreaktoren (DWR); RSK-Stellungnahme; 18.03.2015
- RSK 2016a Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Schäden an BE-Zentrierstiften und Kernbauteilen“. RSK-Stellungnahme; 18.05.2016
- RSK 2019a Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Bewertung der Wirksamkeit von Maßnahmen zur Vermeidung der Wiederholung von Ereignissen RSK-Empfehlung, 22./23.10.2019
- RSK 2019b Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Schäden an Dampferzeuger(DE)-Heizrohren durch Spannungsrissskorrosion – Maßnahmen zur Sicherstellung der Integrität der Heizrohre, RSK-Empfehlung, 22./23.10.2019
- RSK 2020a Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Stellungnahme zu noch offenen sicherheitstechnischen Fragen im Hinblick auf Verformungen von Brennelementen in deutschen Druckwasserreaktoren (DWR) einschließlich einer Bewertung der statistischen KMV-Analyse; RSK-Stellungnahme; 17.06.2020
- RSK 2020b Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Erhöhte Oxidschichtdicken im oberen Bereich von Brennstäben mit M5-Hüllrohren, RSK-Empfehlung, 12.02.2020
- RSK 2021a Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Erfahrungen im Umgang mit der Corona-Pandemie – Methoden der Fernaufsicht/-inspektion RSK-Empfehlung, 20.10.2021
- RSK 2021b Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Zusammenfassende Stellungnahme der RSK zu zivilisatorisch bedingten Einwirkungen, Flugzeugabsturz, RSK-Stellungnahme, 20.10.2021
- SCHUTZKOMMISSION 2014: Schutzkommission beim Bundesministerium des Innern: Stellungnahme der Schutzkommission zur Umsetzung der Erfahrungen aus Fukushima für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen in Deutschland; Februar 2014 <http://www.schutzkommission.de/SharedDocs/Downloads/SK/DE/Publikationen/Sonstige%20Downloads/Stellungnahme%20Fukushima.html>

SH 2018	Landesportal Schleswig-Holstein: Fragen und Antworten zum Stillstand des Kernkraftwerks Brokdorf 2017, Überhöhte Oxidschichtdicken an Brennstäben, 2018; http://www.schleswig-holstein.de/DE/Fachinhalte/R/reaktorsicherheit/faq_KKW_Brokdorf_Stillstand.html
SSK 2014	Strahlenschutzkommission: Planungsgebiete für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernkraftwerken, Empfehlung verabschiedet in der 268. Sitzung der SSK am 13./14. Februar 2014; www.ssk.de/SharedDocs/Beratungsergebnisse_PDF/2014/Planungsgebiete.pdf?__blob=publicationFile
TÜV-Süd 2022	Bewertung der konkreten erforderlichen technischen Maßnahmen für einen Weiterbetrieb des KKI 2 bzw. eine Wiederinbetriebnahme des Blocks C des KRB II, 07.04.2022
WEISS 2016	Wolfgang Weiss (frühere Chef der UNSCEAR): Fukushima – Was sind die Konsequenzen für den Strahlenschutz? Jahrestagung Kerntechnik 2016
WENISCH 2012	Wenisch, A.; Becker, O. Lorenz, P.: Critical Review of the EU Stress Test performed on Nuclear Power Plants; commissioned by Greenpeace, Wien, Hannover, May 2012
WENRA 2006	Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries, Report by WENRA Reactor Harmonization Working Group. Mai 2006
WENRA 2013	Report Safety of new NPP designs; Study by Reactor Harmonization Working Group (RHWG); March 2013; http://www.wenra.org/media/filer_public/2013/08/23/rhwg_safety_of_new_npp_designs.pdf
WENRA 2014	WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors, Update in relation to lessons learned from TEPCO Fukushima Dai-ichi Accident; Western European Nuclear Regulators' Association 24th September 2014.
WENRA 2021	WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors, Update in relation to lessons learned from TEPCO Fukushima Dai-ichi Accident; 17th February 2021 Western European Nuclear Regulators' Association. http://www.wenra.org/media/filer_public/2021/02/24/wenra_safety_reference_level_for_existing_reactors_2020.pdf

Anhang

Tabelle 2: Ausgewählte Ereignisse in Betrieb befindlichen deutschen Atomkraftwerken 2016-2022 (Juni)

	Anlage ²¹ , Datum	Kurzbeschreibung des Ereignisses	Kat.
1	GKN-2, 21.01.2016	<u>Anforderung eines Notspeisenotstromdieselaggregats infolge des fehlerhaften Öffnens des Generatorschalters eines Notstromdiesels</u> Bei einer Prüfung des Notstromdiesels in einer der vier Notstromdieselredundanzen kam es durch einen Bedienungsfehler aufgrund eines Montagefehlers zum fehlerhaften Öffnen des Generatorschalters des Dieselgenerators.	B
2	KKI-2, 15.03.2016	<u>Pore in einer Schweißnaht am Motorkühlwasserkreis eines Notspeisenotstromdiesels</u> Bei Untersuchungen aufgrund einer vermuteten Kühlwasserleckage an einem der vier redundanten Notspeisenotstromdieselaggregate wurde an dem die Abgassammelleitung umhüllenden Wasserkasten eine Pore in der Schweißnaht vorgefunden. Der Betreiber wertet diese Leckage als herstellungsbedingten Einzelfehler .	A
3	KKE, 23.11.2016	<u>Verwechslung von Stopfbuchspackungsringen an Armaturen DN 10 und DN 15</u> Bei Überprüfungen im Zentrallager wurde eine fehlerhafte Sortierung von Ventildichtungen festgestellt. Nach Angaben des Betreibers wurden seit 2009 an 61 Armaturen in Kleinleitungen der Nennweiten DN10 und DN15 nicht spezifikationsgerechte Dichtungen (Packungsringe) eingebaut.	A
4	KKI-2, 25.07.2017	<u>Anforderung des Sicherheitssystems durch den Reaktorschutz aufgrund einer Störung im betrieblichen Steuerflüssigkeitssystem der Turbine</u> Ein Magnetventil war nach Prüfungen während der Revision fehlerhaft nicht wieder geschlossen worden.	B
5	KKE, 18.04.2018	<u>Verminderte Raumluftkühlung durch fehlerhaft montierte Dichtungen</u> Bei einer Anlagenbegehung wurde in einer Pumpenkammer des Nebenkühlwasserpumpenbauwerks eine leicht erhöhte Raumlufttemperatur festgestellt. Die Inspektion des raumzugehörigen Umluftkühlers ergab, dass die Dichtungen der Stutzen- und Umlenkammern fehlerhaft montiert waren. Die anschließende Überprüfung aller vergleichbaren sieben weiteren Kühler im Nebenkühlwasserpumpenbauwerk ergab, dass in der angrenzenden Pumpenkammer eine weitere fehlerhaft montierte Dichtung vorhanden war.	B
6	KKI-2, 21.04.2018	<u>Befunde an Dämpfungseinrichtungen von Rückschlagklappen im nuklearen Zwischenkühlwassersystem</u> Bei einem Schichtrundgang wurde an der Rückschlagklappe auf der Druckseite der nuklearen Zwischenkühlwasserpumpe einer Redundanz des nuklearen Zwischenkühlwasserkreislaufes eine gelockerte Stellungsanzeige vorgefunden. In der Revision 2018, im November 2019 sowie im Jahr 2021 wurden an den Dämpfungseinrichtungen weitere Inspektionen durchgeführt. Dabei wurden an den betroffenen Rückschlagklappen weitere Befunde festgestellt. Die Befunde an den Rückschlagklappen waren z. T. auf Fertigungsmängel, wasserstoffinduzierte Spannungsrissskorrosion aufgrund von Kleinstleckagen im Bereich der Wellenabdichtung sowie auf eine ungünstige Werkstoffwahl zurückzuführen.	A
7	KKE, 15.05.2018	<u>Geschädigte Dehnschaftschrauben am Schwungrad eines Notspeisenotstromdieselmotors</u> Bei einer Prüfung eines der vier Notspeisenotstromdieselmotoren wurde eine geringe Veränderung im Schwingungsverhalten festgestellt. Die daraufhin durchgeführte Inspektion ergab defekte Schrauben im Bereich der Befestigung des Schwungrades. Zwei von 11 Dehnschrauben waren unterhalb der Schraubenköpfe abgerissen und drei weitere zeigten erkennbare Anrisse. Es wurde bei der Grundüberholung des Dieselmotors im Jahr 1999 versäumt, die Schrauben durch neue Schrauben aktueller Spezifikation auszutauschen .	A
8	KKE, 07.06.2018	<u>Klasse-I-Meldung zur Überwachung von Gleichrichtern wird nicht abgesetzt</u> Bei den Revisionsarbeiten wurden an drei Gleichrichtern die Steuerungs- und Überwachungseinrichtungen ausgetauscht. Bei der Nachprüfung des Meldeweges wurden defekte Feinsicherungen an Baugruppen festgestellt. Im Rahmen der Ursachenklärung wurde festgestellt, dass die Umbau- und Verdrahtungsarbeiten an den Gleichrichtern zum unentdeckten Auslösen der Sicherung geführt haben.	B
9	KKE, 08.06.2018	<u>Nicht verriegelte Brandschutztür</u> Bei einer Brandschutzbegehung zur Kontrolle des vorbeugenden Brandschutzes wurde festgestellt, dass im Schaltanlagegebäude eine Brandschutztür nur am Türrahmen anlag aber nicht fest verschlossen war. Die Ursache war eine Fehlbedienung .	B
10	KKE, 15.06.2018	<u>Undichte Kammerungstür zum Aufstellungsraum eines nuklearen Zwischenkühlers</u> Bei einer Anlagenbegehung wurde festgestellt, dass die Zugangstür zum Aufstellungsraum eines nuklearen Zwischenkühlers nicht ordnungsgemäß geschlossen war. Sie lag nicht vollständig	B

²¹ GKN-2: Neckarwestheim 2; KKE: Emsland; KKI-2: Isar 2

		umlaufend mit ihrer Dichtung an der Türzarge an. Der Betreiber geht davon aus, dass eine für Montagearbeiten teilweise demontierte Verriegelung der Zugangstür nach Abschluss der Tätigkeiten nicht wieder korrekt remontiert worden ist.	
11	GKN-2, 04.07.2018	<u>Unterschreitung des Füllstandsgrenzwertes in einem Flutbecken</u> Nachdem das Flutbecken einer der vier Redundanzen des nuklearen Nachkühlsystems auf Umwälzbetrieb über das Brennelement (BE)-Beckenreinigungssystem geschaltet worden ist, wurde über Füllstandssignale ein Absinken des Flutbeckenfüllstands signalisiert. Ursache hierfür war eine falsche Stellung von zwei Armaturen beim Umschalten auf Umwälzbetrieb, wodurch das Flutbehälterinventar nicht wieder zurück in das Flutbecken, sondern in das BE-Lagerbecken geleitet wurde. Die Armaturenfehlstellung beruhte auf einer fehlerhaften Abarbeitung der Schalthandlungen für den Start des Umwälzbetriebs von der Warte aus.	B
12	KKI-2, 16.07.2018	<u>Schäden an den drehstromseitigen Hauptschützen von zwei Batterieladegleichrichtern</u> Bei der Wiederkehrenden Prüfung (WKP) an den Batterieladegleichrichtern zur Versorgung der 220-V-Gleichstromverteilung fiel der Hauptschütz aus und ließ sich nicht mehr einschalten. Dasselbe Fehlerbild trat zwei Tage später während der WKP der Ladegleichrichter auf. Die Inspektion der beiden baugleichen Hauptschütze ergab in beiden Fällen gleichartige Schäden (Brüche) im Gehäuse der Schütze. Der Betreiber geht aufgrund der Einsatzzeit der Komponenten von einem alterungsbedingten Effekt an den beiden betroffenen Schützen aus. Da beide Schütze mit demselben Schadensbild betroffen waren, lag ein Hinweis auf einen systematischen Fehler vor.	C
13	KKI-2, 21.07.2018	<u>Befund an einer Schweißnaht in der Ausblaseleitung eines Sicherheitsventils im nuklearen Nachkühlsystem</u> Bei einer Begehung wurden an der Flanschschweißnaht zwischen dem Sicherheitsventil in einem Strang des nuklearen Nachwärmabfuhrsystems und der Ausblaseleitung dieses Sicherheitsventils unzulässige Rissanzeigen festgestellt. Als Ergebnis der metallografischen Untersuchungen wurde als Rissursache ein herstellungsbedingter Fehler in der Schweißnaht identifiziert.	A
14	KKI-2, 31.07.2018	<u>Befund an einer Gebäudeabschlussarmatur im Dampferzeugerabschlammssystem</u> Aufgrund eines trotz geschlossener Zulaufarmatur leicht angestiegenen Füllstands im Dampferzeuger (DE)-Abschlammssystem wurde die Armatur, die als Gebäudeabschluss (GBA)-Armatur dient, ausgebaut und inspiziert. Dabei wurde innerhalb der Armatur ein Fremdkörper vorgefunden. Dieser Fremdkörper führte zu der Undichtigkeit der GBA-Armatur.	C
15	KKI-2, 20.08.2018	<u>Befunde an den Kabel-Anschlusseinheiten für die Hochdosisleistungsmessungen im Reaktorsicherheitsbehälter und im Reaktorgebäuderingraum</u> Im Zuge einer Störungssuche wurde nach Öffnen einer störfallfesten Kabel-Anschlusseinheit am Signalkabel und am Hochspannungskabel ein Anschlussstecker aus einem anderen als dem spezifizierten Material vorgefunden. Bei daraufhin durchgeführten Überprüfungen wurde auch an den Kabelanschlüssen für die Hochdosisleistungsmessung im Reaktorsicherheitsbehälter ein identischer Befund festgestellt. Der Betreiber geht davon aus, dass die nicht spezifizierten Stecker bei der Errichtung der Anlage verbaut wurden.	A
16	GKN-2, 09.09.2018	<u>Kontamination in einem Messumformerraum des Reaktorgebäudes bei einer Spülaktion am Druckhalter</u> Beim Spülen von Leitungen der Druckhalter-Vorsteuerventile traten über eine offene Armatur des Druckhalters ca. 1,5m ³ kontaminiertes Medium in einen Messumformerraum des Reaktorgebäudes aus. Ursache für den Medienaustritt war eine fehlerhaft angeschlossene Schlauchverbindung .	B
17	GKN-2, 09.09.2018	<u>Lineare Anzeigen bei Wirbelstromprüfung von Dampferzeugerheizrohren</u> Bei der erweiterten Prüfung der Heizrohre aller vier Dampferzeuger (DE) infolge des ME 17/037 "Anzeigen bei Wirbelstromprüfungen von DE-Heizrohren" im Oktober 2017 wurden an zwei Dampferzeugern an mehreren Heizrohren rissartige Wanddickenschwächungen festgestellt. Bei den Prüfungen in den Revisionen 2019, 2020 und 2021 wurden weitere Anzeigen identifiziert und die Ereignismeldung um diese weiteren Befunde ergänzt - weiterhin vorläufige Meldung. Alle DE-Heizrohre mit Umfangsrissen werden mit Walzstopfen und Füllstopfen verschlossen. Ursache für die linearen Anzeigen ist Spannungsrisskorrosion. Die Ablagerungen entstanden maßgeblich durch den Eintrag von Eisenoxid in die Dampferzeuger nach einer in der Revision 2010 eingeführten Sauerstoffdosierung in den Heizdampf des Zwischenüberhitzers im Sekundärkreislauf. Zusätzlich wurden seit dem Jahr 2013 durch Kondensatorleckagen Verunreinigungen in den Sekundärkreislauf eingetragen, die sich dann in den Ablagerungen Rohrboden aufkonzentrierten und die lokal sauren Korrosionsbedingungen erzeugten. Diese Bedingungen führten dann im Zusammenwirken mit lokal auftretenden Zugspannungen an der Außenoberfläche der Heizrohre zur Ausbildung von Spannungsrisskorrosion.	C
18	GKN-2, 15.10.2018	<u>Abweichungen in der Erdschlussrichtungsüberwachung</u> Bei der Datenauswertung einer Störung wurde festgestellt, dass ein Fehler in der Konfiguration innerhalb eines Schutzrelais für einen Schaltanlagenabzweig eines Strangs der 10-kV-Hauptverteilung vorlag. Es handelt sich um einen Folgefehler aus einer fehlerhaften Konfiguration, die beim Einbau dieses Schutzrelaistyps aufgetreten ist.	B

19	KKE, 24.05.2019	<u>Anzeigen bei Wirbelstromprüfungen an Dampferzeugerheizrohren</u> Bei Wirbelstromprüfungen an den Heizrohren der vier Dampferzeuger (DE) wurden an zwei Heizrohren eines der vier DE eine Wanddickenschwächung mit einer linear umlaufenden Ausrichtung festgestellt. Aufgrund der Anzeigencharakteristik wird von Rissbildung infolge von Spannungsrisskorrosion durch Schadstoffe ausgegangen, die durch vorausgegangene Kondensatorleckagen eingetragen wurden.	C
20	KKI-2, 19.07.2019	<u>Automatische Startanregung für einen Notstromdiesel während Brennelementwechsel un verfügbar</u> Ursache für die nicht erfolgte Rücknahme der Prüfsimulationen war die Nichteinhaltung von Vorgaben der Prüfanweisung und Mängel bei der Kontrolle nach Abschluss der Prüftätigkeiten.	B
21	GKN-2, 13.09.2019	<u>Schließen eines Absperrventils vor dem Frischdampf-Sicherheitsventil über Reaktorschutz beim betrieblichen Abfahren aufgrund fehlerhafter Stellungsrückmeldung am Frischdampf-Sicherheitsventil</u> Ursache für die nicht korrekte Anzeige der Stellungsrückmeldung im FD-Sicherheitsventil war ein Montagefehler des Ventils.	B
22	GKN-2, 25.09.2019	<u>Absenkung der Abgastemperatur eines Zylinders durch ein abgebrochenes Federende in der Einspritzdüse eines Notstromdiesels</u> Aufgrund des Abfalls der Temperatur an einem Zylinder eines Notstromdieselmotors bei einer Wiederkehrenden Prüfung wurde die Kraftstoff-Einspritzdüse dieses Zylinders ausgetauscht. Bei der Untersuchung der ausgebauten Einspritzdüse wurde ein abgebrochenes Federende aus der zugehörigen Einspritzpumpe des Zylinders gefunden, das zur Verstopfung der Einspritzdüse führte. Ursache für das Abbrechen des Federendes ist nach bisherigem Kenntnisstand ein Fertigungsfehler. Aufgrund des Fertigungsmangels an den Federn, die auch in anderen Notstromdieselmotoren verbaut sind, handelt es sich um einen systematischen Fehler . Zum selben Sachverhalt liegen bisher Ereignismeldungen aus den Kernkraftwerken Brokdorf und Emsland (siehe Meldung vom 18.11.2019) vor.	A
23	KKI-2, 10.10.2019	<u>Nichtöffnen von zwei Fernschaltventilen der Sprühwasserfeuerlöschanlage bei Wiederkehrender Prüfung</u> Ursache für das Nichtöffnen der Fernschaltventile war Verschmutzung der Filterpatronen im Doppelfilter.	C
24	KKE, 18.11.2019	<u>Abgebrochene Federenden in Einspritzpumpen von Notstromdieselmotoren</u> An Notstromdieselaggregaten in insgesamt drei Redundanzen wurden aufgrund des meldepflichtigen Ereignisses 19/036 in GKN-2 ausgetauscht und anschließend inspiziert. Die Befundaufnahme ergab, dass in insgesamt 35 der 48 getauschten Winkelflanschstützen Federenden der Gleichdruckventile gebrochen waren. Bei der Inspektion der Einspritzventile fanden sich in insgesamt 21 Einspritzdüsen Bruchstücke. Aufgrund des Fertigungsmangels an den Federn werden diese Befunde als systematischer Fehler eingestuft.	A
25	KKI-2, 19.02.2020	<u>Abgebrochene Federenden in Einspritzpumpen eines Notstromdieselmotors</u> Bei der vorbeugenden Instandhaltung eines Notstromdieselmotors wurden aufgrund von Ereignissen in anderen Anlagen die Winkelflanschstützen aller Einspritzpumpen ausgetauscht. Bei der nachfolgenden Inspektion der ausgebauten Winkelflanschstützen wurden an mehreren Gleichdruckventilen abgebrochene Federenden festgestellt. Ursache für die Brüche ist ein Herstellungsmangel .	A
26	KKE, 16.05.2020	<u>Anzeige bei Wirbelstromprüfungen an einem Dampferzeugerheizrohr</u> Bei Wirbelstromprüfungen an den Heizrohren der vier Dampferzeuger (DE) wurde an einem Heizrohr eines DE eine Wanddickenschwächung mit einer linear umlaufenden Ausrichtung festgestellt. Das befundbehaftete DE-Heizrohr wurde beidseitig verschlossen und im Bereich der Anzeige durch einen zusätzlichen Stopfen stabilisiert. Nach Betreiberangaben waren alle anderen geprüften DE-Heizrohre befundfrei. Aufgrund der Anzeigencharakteristik wird in KKE von Wanddickenschwächung infolge von Spannungsrisskorrosion durch Schadstoffe ausgegangen, die durch vorausgegangene Kondensatorrohrleckagen eingetragen wurden.	C
27	KKE, 26.05.2020	<u>Nicht erfolgte automatische Zuschaltung von Gleichrichtern in einer Redundanz</u> Nach Prüfungen der Umschaltautomatik in einer Redundanz der elektrischen Eigenbedarfsversorgung wurde festgestellt, dass sich 4 der 6 Gleichrichter für die Gleichspannungsversorgung in den geprüften Redundanzen abgeschaltet hatten. Die Untersuchungen ergaben bisher einen systematischen Fehler in den neu eingebauten Steuerungseinheiten der betroffenen Gleichrichter - vorläufige Meldung.	A
28	GKN-2, 21.06.2020	<u>Fehlerhafte Anregung des Ein-Signals für einen Notspeisenotstromdiesel</u> Im Zuge der Freischaltung des Reaktorschutzsystems zum Beginn der Revision wurde fälschlicherweise das Signal zum Start eines Notspeisenotstromdiesels angeregt. Ursache hierfür war ein Fehler beim Stecken eines Simuliersteckers für ein Auslösesignal des Reaktorschutzes.	B
29	KKI-2, 02.07.2020	<u>Ausfall eines statischen Einphasen-Wechselrichters für die Rechnerverteilung</u> Spontan kam es zum Ausfall eines statischen Einphasen-Wechselrichters für die Versorgung der Rechneranlagen. Nach dem Wiedereinschalten des Wechselrichters am Folgetag kam es am	C

		darauflfolgenden Tag zum erneuten Ausfall. Als Fehlerquelle wurden zwei Baugruppen des Wechselrichters identifiziert und daraufhin ausgetauscht. Als Ursache der Funktionsstörungen der Baugruppen wurden vom Hersteller des Wechselrichters alterungsbedingte Toleranzabweichungen einiger Bauteile festgestellt.	
30	KKI-2, 14.07.2020	<u>Auffälligkeit an Gleichrichtern in einer Redundanz der elektrischen Eigenbedarfsversorgung im Rahmen einer Übertragbarkeitsprüfung</u> Bei der routinemäßigen Wartung eines 220-V-Gleichrichters in einer der vier Redundanzen der Eigenbedarfsversorgung wurden Untersuchungen zur Übertragbarkeit des meldepflichtigen Ereignisses aus KKE 20/025 "Nicht erfolgte automatische Zuschaltung von Gleichrichtern in einer Redundanz durchgeführt.	A
31	GKN-2, 15.07.2020	<u>Feststellung von Wassereintritt an zwei Schachtausstiegsdeckeln bei Begehung</u> Bei einer Anlagenbegehung wurde an zwei der vier Kabelkanäle, die das Notstromerzeugungsgebäude mit dem Schaltanlagegebäude verbinden, ein Wassereintritt festgestellt. Ursache hierfür war eine alterungsbedingte Undichtigkeit der Dichtungen der oberen Schachtausstiegsdeckel der Kabelkanäle im Zusammenwirken mit einem vorangegangenen starken Regenfall.	C
32	KKE, 30.11.2020	<u>Riss im Abgaskompensator eines Notstromdieselmotors</u> Bei der abschließenden Funktionsprüfung eines Notstromdieselmotors nach der Wartung wurde am Abgaskompensator eines Zylinders eine geringfügige Abgasleckage aufgrund eines Risses festgestellt. Die Schäden resultieren aus den Zugspannungen an den gespreizten Kompensatoren in Verbindung mit den Temperaturwechselbeanspruchungen durch die heißen Abgase.	C
33	GKN-2, 25.02.2021	<u>Fehlerhaftes Öffnen des Einspeiseschalters in einer 380-V- Notstromschiene</u> Bei der Durchführung von Prüfungen im Rahmen der Wartung eines Notspeisenotstromdiesels wurde der Einspeiseschalter von der 380-V-Noststromschiene zur nachgeordneten 380-V-Notspeisenotstromschiene fehlerhaft geöffnet. Ursache für das fehlerhafte Öffnen des Einspeiseschalters ist die Verwechslung mit einem örtlich unmittelbar nebenan liegenden Schalter.	B
34	KKI-2, 29.04.2021	<u>Vertauschung von zwei Messlanzen der Kerninneninstrumentierung</u> Bei der Überprüfung des Ausfalls eines Leistungsverteilungs-Detektors der Kerninneninstrumentierung wurde festgestellt, dass es beim Brennelementwechsel 2020 beim Wiederanstecken der Steckverbindungen der Anschlussköpfe an den Messlanzen der Kerninneninstrumentierung zu einer Vertauschung zweier Steckverbindungen gekommen war.	B
35	GKN-2, 12.06.2021	<u>Ansprechen des Überspeisungsschutzes eines Dampferzeugers beim betrieblichen Füllen</u> Ursache für das unplanmäßige Auslösen des Überspeisungsschutzes war ein Fehler bei der Planung der Revisionstätigkeiten .	B
36	KKI-2 29.09.2021	<u>Spannungslosigkeit der 24-/48-V-Gleichstromverteilung während des Brennelementwechsels</u> Bei einer Prüfung nach einem erfolgten Baugruppentausch an Gleichrichtern kam es nach Öffnen des Einspeiseschalters zur Gleichspannungsschiene dieser Redundanz fehlerhaft zur Spannungslosigkeit dieser Gleichspannungsschiene und der von ihr versorgten Verbraucher, u. a. der Elektronikschränke für die Sicherheitsleittechnik (Reaktorschutz). Ursache für die Spannungslosigkeit der Gleichspannungsschiene war eine Fehlplanung .	B
37	KKI-2, 06.12.2021	<u>Messwertabweichung an Füllstandsmessungen des Zusatzboriersystems bei Wiederkehrender Prüfung</u> Bei der Wiederkehrenden Prüfung (WKP) sicherheitstechnisch wichtiger Messumformer wurde an einer von zwei Füllstandsmessungen des Zusatzborierbehälters eine Auffälligkeit festgestellt. Ursache hierfür waren nicht durchgeführte Entlüftungen der Messleitungen der Füllstandsmessungen nach einem während des Brennelementwechsels 2021 vorgenommenen störungsbedingten Austauschs der Umwälzpumpe des Zusatzborierbehälters.	B
38	KKE, 11.05.2022	<u>Lokale Wanddickenschwächung im gesicherten Nebenkühlsystem</u> Bei der weiteren Untersuchung der Schadstelle wurde eine lokale Wanddickenschwächung im Bereich der Flanschnaht vorgefunden. Ursache der Wanddickenschwächung ist ein lokaler Korrosionsangriff aufgrund der Beschädigung der Innenbeschichtung des Entlüftungsstutzens.	C
39	KKE, 14.05.22	<u>Fehlende Schrauben am Zwischenflansch vom Motoranbau an Stellantrieben</u> Bei der Revision des Stellantriebes des Speisewasserabsperrschiebers des Dampferzeugers 2 wurde bei der Demontage des Motorantriebs festgestellt, dass der Zwischenflansch für den Motoranbau nur mit vier anstelle der vorgesehenen sechs Schrauben am Getriebegehäuse befestigt war. Bei der Prüfung auf Übertragbarkeit wurden an vergleichbaren Stellantrieben drei weitere Stellantriebe mit gleichem Fehlerbild festgestellt.	B
40	KKE, 21.05.2022	<u>Druckabfall an einer gesicherten Nebenkühlwasserpumpe</u> Beim Betrieb des gesicherten Nebenkühlwassersystems wurde in einer der vier Redundanzen auf der Warte eine Meldung von der Druckmessung in der Vorlaufleitung der redundanzzugehörigen Nebenkühlwasserpumpe. Bei der anschließenden Befundaufnahme wurde im Saugrohr der betroffenen Pumpe ein Abdeckblech vorgefunden, welches beim Betrieb des Nebenkühlwasserstranges in den Rechenschacht gelangt war.	A