



International
Nuclear Risk
Assessment Group

Zusammenfassung

Risiken von Laufzeitverlängerungen alter Atomkraftwerke

April 2021, Rev.4

für die
Allianz der Regionen für einen
europaweiten Atomausstieg



**ALLIANCE OF REGIONS
FOR PHASING OUT
NUCLEAR POWER
ACROSS EUROPE**



Impressum

AutorInnen

Nikolaus Arnold
Oda Becker
Paul Dorfman
Matthias Englert
Friederike Frieß
Klaus Gufler
Gregory Jaczko
Georgui Kastchiev
Wolfgang Kromp
Helga Kromp-Kolb
Stephan Kurth
Dieter Majer
Yves Marignac
Manfred Mertins
Gabriele Mraz
Nikolaus Müllner
Christoph Pistner
Wolfgang Renneberg
Michael Schöppner
Emmerich Seidelberger
Stephen Thomas
Ilse Tweer

© 2020 INRAG | International Nuclear Risk Assessment Group

Tel: 0043 1 47654 81821
Mail: info@inrag.org

INRAG Office
Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften (ISR)
Universität für Bodenkultur Wien (BOKU)
Dänenstraße 4
1190 Wien
Österreich

ZVR: 173 253 9393

Auftraggeber

Amt der Oberösterreichischen Landesregierung für die Allianz der Regionen

Deckblatt Illustration: Designed by Freepik.com

Inhaltsverzeichnis

Einleitung.....	1
Methode	2
Ergebnisse.....	3
Alterung von Kernkraftwerken	3
Physikalische Alterung.....	3
Nachrüstungsmaßnahmen und ihre Grenzen	4
Sicherheitskonzepte und Regelwerke	5
Exemplarische Darstellung der Ergebnisse der Herausforderungen und Probleme der Laufzeitverlängerung.....	6
Tihange 6	
Dukovany.....	7
Cattenom.....	9
Transparenz und Beteiligung	11
Schlussfolgerungen	12

Einleitung

Ein Blick auf die Altersstruktur der existierenden Kernkraftwerke zeigt die Bedeutung der Frage nach den Risiken langer Laufzeiten. Einige der weltweit ältesten Anlagen stehen in Europa. Von den 141 Reaktoren in Europa ging nur ein Reaktor im letzten Jahrzehnt in Betrieb, mehr als 80 Prozent der Reaktoren laufen seit mehr als 30 Jahren (siehe Abbildung 1). Kernkraftwerke waren ursprünglich für eine Betriebsdauer (Laufzeit) von 30 bis 40 Jahren konzipiert. Die Laufzeit vieler Anlagen nähert sich dieser Grenze oder hat diese bereits überschritten.

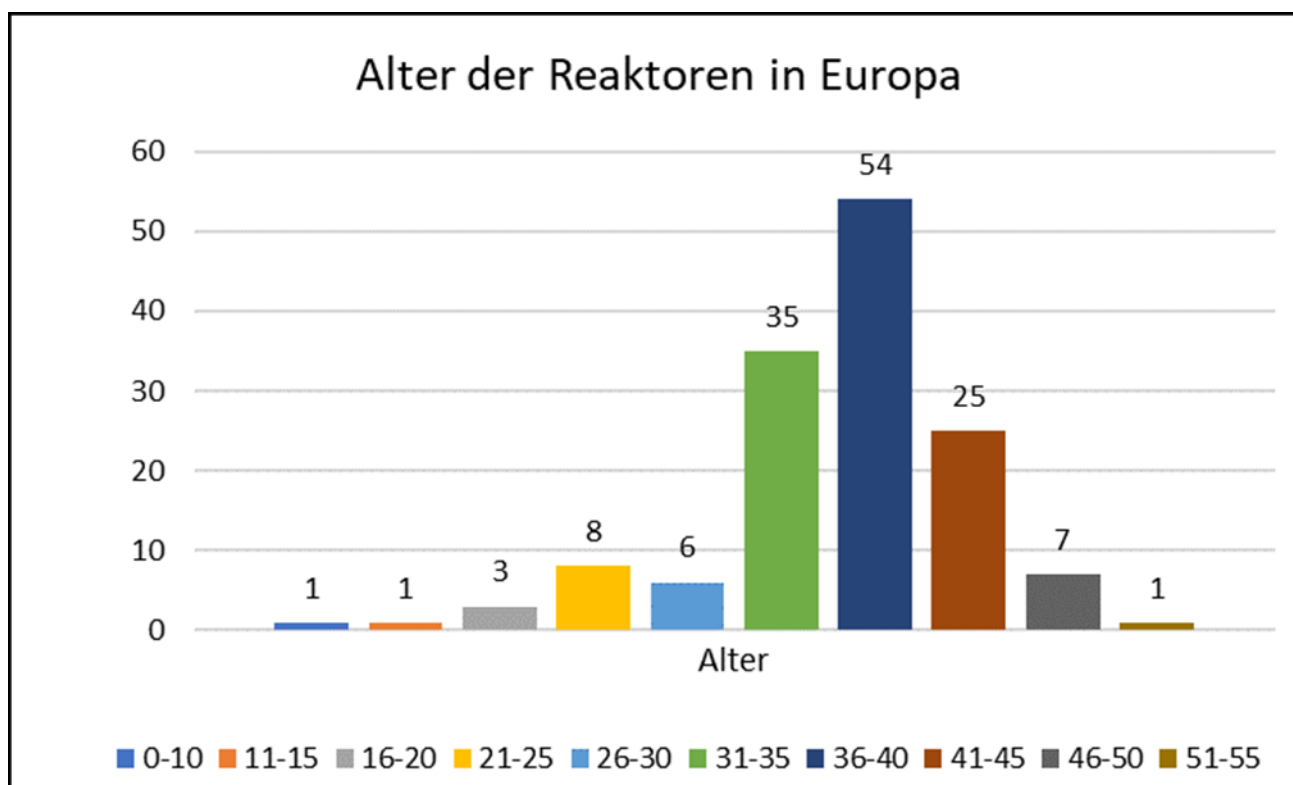


Abbildung 1: Alter der Reaktoren in Europa (IAEA PRIS 2021)

Der Begriff „Laufzeitverlängerung“ meint den Betrieb über Zeiträume, die über den ursprünglichen Genehmigungshorizont von 30 bis 40 Jahren hinausgehen. Im Rahmen dieser Studie werden die Begriffe „Laufzeitverlängerung“ und „Long Term Operation“ (Langzeitbetrieb) synonym verwendet. In Hinblick auf Laufzeitverlängerungen können die Reaktoren in Europa grob in drei Kategorien unterteilt werden:

- Länder, in denen die Regierung entschieden hat, wie lange die Reaktoren noch in Betrieb bleiben (z.B.: Deutschland, Belgien),
- Länder mit unbefristeter Betriebsgenehmigung, in denen die Anlagenbetreiber die Reaktoren wahrscheinlich so lange wie möglich in Betrieb halten werden (z.B.: Finnland, Großbritannien, Schweden),
- Länder, in denen die Aufsichtsbehörden bereits eine Verlängerung der Lebensdauer von mehr als 40 Jahren genehmigt haben (z.B.: Bulgarien, Slowakei, Slowenien, Tschechien)

In Europa sind nur wenige Neuerrichtungen von Kernkraftwerken im Gange. Solche Projekte sind in den letzten beiden Jahrzehnten durch deutlich höhere Sicherheitsanforderungen, steigende Baukosten, Probleme bei der Beschaffung von Finanzmitteln und komplexe neue Reaktordesigns immer schwieriger

geworden. Die weltweit wenigen Projekte zur Errichtung von Reaktoren auf Stand von Wissenschaft und Technik stießen auf teilweise enorme Kostensteigerungen und Verzögerungen (etwa Flamanville, Olkiluoto und Hinkley Point C). Für die Zukunft der kerntechnischen Industrie und der Kernenergienutzung spielen daher die Laufzeitverlängerungen bestehender Anlagen eine zentrale Rolle.

Methoden

Ziel der Studie ist die Analyse der Risiken von Laufzeitverlängerungen alternder Kernkraftwerke.

Zunächst wird der Bestand der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke erfasst und charakterisiert. Es werden Altersprofile der bestehenden Kraftwerke erstellt und weitere Entwicklungen durch im Bau befindliche, bestellte und geplante Reaktoren herausgearbeitet.

Um sich den Alterungsproblemen anzunähern, wird zwischen der Alterung der Werkstoffe und Veralten (technologische und konzeptionelle Alterung) unterschieden. Bei der Alterung von Werkstoffen werden physische Alterung, Fertigungsfehler und physische Alterung spezieller Komponenten, das Alterungsmanagement, betriebszeitabhängige Ausfallraten und der Umgang mit alterungsbedingten meldepflichtigen Ereignissen analysiert, sowie Gegenmaßnahmen und deren Grenzen. Die technologische Alterung (das altersbedingte Fehlen von Ersatzteilen, Lieferanten, Industriekapazitäten) und die konzeptionelle Alterung (Veralten der Auslegung) werden anhand von technologischen Entwicklungen gezeigt und durch Fallbeispielen veranschaulicht. Probleme der Wartung werden diskutiert und daraus Grenzen der Nachrüstung abgeleitet. Zusätzlich werden anhand von Literatur und Expertengesprächen die schwindenden Kenntnisse zu Auslegung und Betrieb der Anlagen diskutiert.

Neben den technologischen Fragestellungen müssen für eine umfassende Analyse auch regulative Aspekte betrachtet werden. Daher werden kerntechnische Sicherheitskonzepte und Regelwerke für Laufzeitverlängerungen analysiert. Die unterschiedlichen Ansätze für Laufzeitverlängerungen werden dargestellt und der anzuwendende Maßstab an die Sicherheit von Kernkraftwerken (KKW) im Falle von Laufzeitverlängerungen diskutiert. Hierbei spielt die Frage der “vernünftigerweise durchführbaren“ – “reasonably practical” Nachrüstungen eine besondere Rolle. Es wird der Stand der internationalen Regelwerksanforderungen für Laufzeitverlängerungen herausgearbeitet, wobei Ansätze der IAEA, der WENRA und der EU detailliert dargestellt werden. Da es jedoch kein verbindliches internationales Regelwerk für Laufzeitverlängerung gibt, wird analysiert, ob die WENRA Sicherheitsziele für neue Reaktoren als Benchmark für Laufzeitverlängerung herangezogen werden können.

Ein wichtiger Punkt ist die praktische Umsetzung der zuvor erarbeiteten Grundlagen. Daher werden auf die praktischen Erfahrungen mit der Alterung von Kernkraftwerken eingegangen. Hierzu werden zentrale Herausforderungen und Probleme von ausgewählten Kernkraftwerken von Expert*innen herausgearbeitet und diskutiert. Die Fallbeispiele behandeln die Kernkraftwerke Beznau, Bohunice, Bugey, Cattenom, Doel, Dukovany, Fessenheim, Hunterston B, Kozlodui, Krsko, Mochovce, Mühleberg, Temelin, Tihange und Tricastin. Darüber hinaus werden generische Beispiele für Reaktoren verwandter Baulinie dargestellt. Die Herausforderungen bei der Laufzeitverlängerung in den USA werden allgemein diskutiert.

Transparenz und Partizipation/Beteiligung der Öffentlichkeit sind anerkannt ein wichtiger Bestandteil bei Genehmigungen jedweder Art kerntechnischer Anlagen und müssen daher auch beim Alterungsmanagement und bei Laufzeitverlängerungen betrachtet werden. Die formalen Grundlagen für

Transparenz und Beteiligung mit Fokus auf Laufzeitverlängerungen werden dargestellt. Hierzu werden nationale und internationale Regelungen und Richtlinien präsentiert. Beispiele, wie Transparenz und Beteiligung bei Laufzeitverlängerungen und Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken gehandhabt wurden, werden diskutiert. Aus den gewonnenen Erkenntnissen werden weitere Anforderungen an Transparenz und Beteiligung erarbeitet.

Basierend auf den Ergebnissen und Analysen der Studie werden Schlussfolgerungen präsentiert. Die Schlussfolgerungen wurden im Rahmen von Workshops der Autor*innen mit Expert*innen erstellt und verfasst.

Ergebnisse

Alterung von Kernkraftwerken

Bezüglich der negativen Situation in alten Kernkraftwerken wird zwischen Alterung (der Werkstoffe) und Veralten (technologische und konzeptionelle Alterung) unterschieden. In allen technischen Systemen nehmen Qualität und Zuverlässigkeit der Bauteile mit zunehmender Betriebszeit ab (physikalische Alterung).

Der Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf die erforderliche Sicherheit entwickelt sich kontinuierlich weiter, was sich in höheren Anforderungen in nationalen und internationalen Regelwerken und somit verbesserten Anlagenkonzepten widerspiegelt. 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.

Hinzukommt, dass die Kenntnisse zu Auslegung und Betrieb der Anlagen im Allgemeinen schwinden. Die Kenntnisse über die ursprüngliche Auslegung gehen verloren und die Generation der Experten, welche die Anlagen konzipiert und in Betrieb genommen haben, wechselt in den Ruhestand. Zusätzlich ist die vorhandene Dokumentation vielfach unvollständig und genügt nicht den heutigen Ansprüchen.

Physikalische Alterung

Die Alterung bzw. die Qualitätsminderung von Werkstoffeigenschaften und damit die abnehmende Funktionsfähigkeit und Zuverlässigkeit von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSCs) mit zunehmender Betriebsdauer einer Anlage führt zwangsweise zum Abbau von ursprünglichen Sicherheitsreserven. Dieser führt in weiterer Folge zu einer höheren Wahrscheinlichkeit des Versagens vor allem in besonderen Belastungssituationen. Dieser Zusammenhang ist allgemein anerkannt. Die Abhängigkeit der Ausfallrate mit der Betriebszeit lässt sich durch die sogenannte Badewannenkurve beschreiben, die grundsätzlich für alle technologischen Systeme gilt. Nach einer Anlaufphase bleibt die Ausfallrate auf einem vergleichsweise niedrigen Niveau über einen weiteren Zeitraum in der Regel konstant, bis schließlich Alterungsprozesse zu einer erhöhten Anzahl von Ausfällen führen.

Wegen der geringeren Sicherheitsreserven der einzelnen Komponenten sind alte Kernkraftwerke deshalb auch anfälliger gegen unbekannte Schadensmechanismen oder ein Zusammentreffen mehrerer unabhängiger Schadensursachen und den daraus folgenden Belastungen. Die Anzahl von Ereignissen, Störungen und Störfällen nimmt zu, zum Beispiel kleine Leckagen, Risse, Kurzschlüsse oder dem Versagen

von elektrischen Bauteilen. Statistisch zeigt sich eine Häufung von Fällen bei welchen sich aus Störungen Unfallabläufe entwickeln können.

Nachrüstungsmaßnahmen und ihre Grenzen

Von der EU (Euratom) wird ein systematisches Alterungsmanagement gefordert, da allgemein anerkannt ist, dass die Alterung die Risiken erhöht. Zur Erhöhung der Sicherheit der existierenden Kernkraftwerke sollen laut Europäischer Nuclear Safety Directive (NSD) (EU Richtlinie 2014/87/EURATOM) Topical Peer Reviews (TPR) in den europäischen KKWs durchgeführt werden. Thema des ersten TPR, welches 2017 durchgeführt wurde, ist das Alterungsmanagement. Ergebnis war, dass in keinem der teilnehmenden Länder die bestehenden Anforderungen an die Alterungsmanagementprogramme vollumfänglich erfüllt sind.

Den negativen Alterungseffekten könnte durch eine Intensivierung von Inspektionen und Überwachung entgegengewirkt werden. Diese Maßnahmen können aber nur dann erfolgreich sein, wenn Risse und andere Schäden erkannt werden können, bevor sie zum Versagen führen.

Die Veränderung der Werkstoffeigenschaften ist aber häufig nicht zerstörungsfrei prüfbar. Daraus resultiert die Schwierigkeit, den jeweils aktuellen Materialzustand konservativ sicher abzuschätzen. Zerstörungsfreie Prüfverfahren ermöglichen zwar in vielen Fällen Rissentwicklungen, Oberflächenveränderungen und Wanddickenschwächungen zu verfolgen, aus Gründen konstruktiver Unzugänglichkeit und/oder hoher Strahlenbelastung sind aber nicht alle Komponenten hundertprozentig prüfbar.

Für die Bestimmung der Belastungen und deren Auswirkungen auf das Werkstoffverhalten werden daher Rechenverfahren verwendet, die im Allgemeinen nur an Proben validiert werden können, so dass nicht quantifizierbare Unsicherheiten bestehen. Da mit zunehmendem Alter der Anlagen Schädigungsmechanismen auftreten können, mit denen nicht gerechnet wurde oder die sogar ausgeschlossen wurden, sind diese in den Modellrechnungen nicht berücksichtigt worden.

Aufgrund von Alterungsproblemen ist der Austausch von ersetzbaren Komponenten bzw. Bauteilen in Kernkraftwerken notwendig. Der Austausch von Komponenten eröffnet aber neue Fehlerquellen: Es kommt zum Einsatz von nicht spezifikationsgerechten Komponenten oder auch zu Montagefehlern.

Einige „Maßnahmen“ des Alterungsmanagements erfolgen lediglich auf dem Papier: Konservativitäten bzw. Sicherheitsmargen in Sicherheitsanalysen werden durch „genauerer Rechnen“ abgebaut.

Theoretisch besteht die Möglichkeit negativen Alterungsprozessen durch Reduzierung von thermischen Belastungen entgegen zu wirken. Tatsächlich werden Laufzeitverlängerungen von Reaktoren aber aus wirtschaftlichen Erwägungen oft mit einer Leistungserhöhung verknüpft.

Mit steigendem Wissen und verbesserten Prüfmethode werden auch heute noch herstellungsbedingte Fehler aufgefunden, auch weil sich fertigungsbedingte Mängel oft erst nach einer bestimmten Betriebszeit auswirken. Dies zeigt beispielhaft, dass die vorausgesetzte und behauptete Sicherheit bei den alten KKW allein wegen unbekannter Mängel in der Regel nicht der wirklichen Sicherheit entspricht.

Ereignisanalysen haben in der Praxis oft nicht den ausreichenden Tiefgang und sind unvollständig, so dass der Zusammenhang zwischen Analyseergebnis und abgeleiteten korrektiven Maßnahmen (technische, organisatorische, personelle) nicht nachvollziehbar ist. Solange die Ursache eines Ereignisses nicht vollständig ermittelt wurde, kann jedoch auch keine geeignete Abhilfe geschaffen werden. Wiederholtes Auftreten ist zu befürchten, wobei insbesondere die GVA-Ereignisse, also Ereignisse, die mehrere Sicherheitseinrichtungen gleichzeitig betreffen, eine besondere Gefahr darstellen.

Nicht alle Auslegungsdefizite lassen sich durch Nachrüstungen beseitigen: Ein erheblicher Teil des Sicherheitsstandards wird bereits bei der Auslegung des Kernkraftwerks festgelegt. Nachrüstungen von zusätzlichen Sicherheitssystemen sind u.a. aufgrund der baulichen Gegebenheiten nur bis zu einem begrenzten Umfang möglich. Die Einhaltung heutiger Sicherheitsstandards würde praktisch einen kompletten Neubau eines Kernkraftwerks bedingen.

Die nicht behebbaren Unterschiede betreffen im Allgemeinen den Redundanzgrad, die Diversität, die funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung von Sicherheitssträngen sowie den geringeren Schutz der Anlage gegen externe Einwirkungen sowie die nicht ausreichende Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle. Trotz umfangreicher Nachrüstungen werden aktuelle Sicherheitsstandards in alten Kernkraftwerken nicht erreicht.

Als eine Konsequenz aus der Reaktorkatastrophe am 11. März 2011 in der japanischen Anlage Fukushima Dai-ichi und dem EU-Stresstest präsentierten die Länder Konzepte, um die identifizierten Mängel zu beheben. Aber nur einige Länder plan(t)en neue dauerhaft installierte und teilweise gebunkerte Systeme. Statt umfangreicher Nachrüstungen oder endgültiger Abschaltung von besonders gefährdeten Anlagen wird in den meisten Ländern mit der Anschaffung von mobilen Geräten versucht, Auslegungsdefizite zu kompensieren.

Theoretisch bieten Nachrüstungen der Aufsichtsbehörde die Möglichkeit, in gewissem Rahmen technisch mögliche sicherheitstechnische Verbesserungen einzufordern. Was nachgerüstet wird, wird aber nicht nur von sicherheitstechnischen, sondern auch von wirtschaftlichen Kriterien bestimmt. Es ist zudem Praxis, Nachrüstungen über Jahre verteilt in der geplanten Stillstandzeit für Revision/Brennelementwechsel durchzuführen, um wirtschaftliche Einbußen durch zusätzliche Stillstandzeiten zu vermeiden. Zwischen Erkenntnis von Sicherheitsdefiziten bis zu deren Beseitigung vergehen oftmals 10 – 20 Jahre. Bis zur vorgesehenen Beendigung des Betriebs oder aufgrund der konzeptionellen Grenzen des Anlagendesigns erscheinen Sicherheitsmaßnahmen häufig nicht mehr wirtschaftlich und werden unterlassen.

Sicherheitskonzepte und Regelwerke

Am 8. 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. Darin wird de facto ein Doppelstandard festgeschrieben. Der Doppelstandard besteht in der Vorgabe für die technische Ausgestaltung der Sicherheitsmaßnahmen und Einrichtungen zur Erreichung des radiologischen Schutzziels (Artikel 8a, Absatz 1). Anlagen, welchen die erstmalige Genehmigung zur Errichtung nach dem 14. August 2014 erteilt wurde, müssen das in Artikel 8a definierte Sicherheitsziel im Rahmen der Auslegung erfüllen. Für diese Anlagen muss gezeigt werden, dass es nur begrenzt zu Freisetzungen radioaktiver Materialien kommen kann, und dass diese nicht frühzeitig im Unfallablauf stattfinden werden. Für bereits bestehende Anlagen gilt diese Vorgabe hingegen nur als „Bezugsgröße“, um „vernünftigerweise durchführbare“ Sicherheitsverbesserungen feststellen und „zeitgerecht“ umsetzen zu können.

Die Auslegung neuer Anlagen muss zum Ziel haben, Unfälle zu vermeiden und im Fall eines Unfalls dessen Auswirkungen abzumildern sowie zu verhindern, dass es zu frühen Freisetzungen kommt, die anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen erfordern, für deren Umsetzung nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht. Des Weiteren müssen große Freisetzungen, die Schutzmaßnahmen erfordern, die weder örtlich noch zeitlich begrenzt werden könnten, ausgeschlossen werden. Für bestehende Anlagen gilt, dass diese Ziele als Bezugsgröße für die zeitgerechte Umsetzung von vernünftigerweise durchführbaren („reasonable practicable“) Sicherheitsverbesserungen gelten, die im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen verwendet werden soll. Die periodische Sicherheitsbewertung (mindestens alle

zehn Jahre) soll die Einhaltung der aktuellen Auslegung im Rahmen der bestehenden Betriebsgenehmigung nachweisen. Weitere Sicherheitsverbesserungen werden unter Berücksichtigung der Alterung, der Betriebserfahrung, jüngster Forschungsergebnisse und Entwicklungen internationaler Normen ausgemacht.

Diese Forderung nach Sicherheitsverbesserungen der 2014/87/EURATOM Richtlinie wird von den Aufsichtsbehörden der einzelnen Länder unterschiedlich umgesetzt, denn was „vernünftigerweise durchführbar“ bedeutet und in welchem Zeitrahmen eine Umsetzung noch „zeitgerecht“ ist, lässt die Richtlinie offen. Oft beurteilen Aufsichtsbehörden unter Ausschluss der Öffentlichkeit darüber, welche Nachrüstungen „vernünftigerweise machbar“ sind. Aber insbesondere bei einer Entscheidung über eine Verlängerung der Betriebszeit sollte die Bevölkerung informiert werden, welche Nachrüstungen gemacht werden können, aber auch, welche Nachrüstungen nicht mehr vernünftigerweise machbar sind.

Die WENRA Richtlinien für neue und bereits bestehende Kernkraftwerke führen dazu, dass von neuen Reaktoren insgesamt ein höheres Sicherheitsniveau erwartet wird und neue Reaktoren dieses auch erfüllen müssen. Bestehende Reaktoren erreichen nicht in jeder Hinsicht das Sicherheitsniveau eines neuen Reaktors und dies wird auch nicht gefordert.

Exemplarische Darstellung der Ergebnisse der Herausforderungen und Probleme der Laufzeitverlängerung

Im Hauptbericht werden die zentralen Probleme und Herausforderungen bei der Laufzeitverlängerung für Beznau, Bohunice, Bugey, Cattenom, Doel, Dukovany, Fessenheim, Hunterston B, Kozlodui, Krsko, Mochovce, Mühleberg, Temelin, Tihange und Tricastin diskutiert. Des Weiteren werden die Herausforderungen bei der Laufzeitverlängerung in den USA allgemein diskutiert. Hierbei werden die Probleme, zwischen Alterung (der Werkstoffe) und Veralten (technologische und konzeptionelle Alterung) unterschieden, mit besonderem Augenmerk auf die Grenzen der Nachrüstbarkeit. Exemplarisch für die detaillierten Analysen werden drei Kernkraftwerke, Tihange, Dukovany und Cattenom dargestellt und ausgewählte Ergebnisse dargestellt.

Tihange

Auslegung der Sicherheitssysteme

Jeder der drei Reaktoren am Standort Tihange verfügt über ein Brennelementlagerbecken zur Lagerung abgebrannter Brennelemente außerhalb des Containments. Der Schutzgrad der außenliegenden Brennelementlagerbecken ist deutlich geringer als jener innerhalb der Containments.

In Bezug auf die sicherheitstechnische Auslegung der Sicherheitssysteme der Sicherheitsebene 3 bestehen Unterschiede zwischen drei Reaktorblöcken in Tihange: bei Tihange 1 sind die Sicherheitssysteme nur zweisträngig vorhanden. Die Stränge der Sicherheitssysteme sind nicht unabhängig voneinander und teilweise nicht räumlich getrennt aufgebaut. Bei Tihange 2 und Tihange 3 sind die Sicherheitssysteme dreisträngig und weitestgehend voneinander unabhängig vorhanden. Hinsichtlich der Dampferzeuger-Notbespeisung haben alle Reaktoren einen gleichen Aufbau: eine Turbinen-getriebene Pumpe (100%) und zwei Motorpumpen (2 x 50%) angetrieben durch die Notstromdiesel. Die sicherheitstechnische Auslegung der Sicherheitssysteme von Tihange 1 sowie die Auslegung der Dampferzeuger-Notbespeisung weicht von aktuellen Anforderungen an die Sicherheit von KKW deutlich ab.

Während bei Tihange 1 bei der Errichtung hinsichtlich der Berücksichtigung externer Einwirkungen, wie Flugzeugabsturz, konventionelle Standards zur Anwendung kamen, wurden bei Tihange 2 und Tihange 3 bereits kernkraftwerksspezifische, also darüberhinausgehende Anforderungen angewendet.

Auslegung gegen Erdbeben

Tihange 1 wurde gegen ein Auslegungserdbeben (Design Basis Earthquake- DBE) mit einer Bodenbeschleunigung von 0,1 g ausgelegt. Dies war auch die Grundlage für die Auslegung von Tihange 2 und 3. Eine Neubewertung des Standortes führte 1985 zu einer Erhöhung der angenommenen Bodenbeschleunigung für alle drei Reaktor-Einheiten am Standort Tihange auf 0,17 g. Diese Neubewertung fand nach dem Bau von Tihange 1 und während des Baus der Blöcke 2 und 3 statt. Tihange 1 soll entsprechend nachgerüstet worden sein, während die für Tihange 2 und 3 erforderlichen Änderungen noch während der Errichtung Berücksichtigung fanden. Offen bleibt, wie die Nachrüstungen für die baulichen Strukturen von Tihange 1 vorgenommen wurden. Es bleibt zu vermuten, dass hierzu über einfache Nachweiswege über die Ausnutzung von Sicherheitsreserven der Versuch unternommen wurde, die erforderliche Widerstandsfähigkeit der baulichen Strukturen zu zeigen. Das Aufbrauchen von Sicherheitsreserven zum Nachweis der Erfüllung von Anforderungen im Auslegungsbereich ist jedoch unzulässig.

Sicherheitsebene 4

Im Bereich der 4. Sicherheitsebene besteht ein wesentliches Defizit in der Dicke des Fundamentes, die deutlich geringer ist als bei neuen Anlagen (Tihange 1: 2,15 m, Tihange 2 und 3: 2,64 m). Im Falle eines Kernschmelzunfalles kann die Integrität des Sicherheitseinschlusses (Containment) nicht ausreichend gewährleistet werden. Eine effektive Nachrüstung ist hier praktisch ausgeschlossen. Ein Corecatcher, wie vom European Pressurized Reactor (EPR) bekannt, ist hier nicht nachträglich realisierbar.

Versprödung des Reaktordruckbehälters

Im Herbst 2012 wurden nach der Beobachtung von tausenden Anzeigen in Doel 3 auch in Tihange 2 in den kernnahen Ringen tausende Anzeigen festgestellt. Wie im Fall von Doel 3 wurden herstellungsbedingte Wasserstoffflocken als Ursache der Anzeigen angenommen, es habe kein Wachstum während des Betriebs gegeben. In Tihange wurden nach der Herstellung keine Anzeigenbefunde dokumentiert. Die Verwendung von derart riss-behaftetem Material für einen RDB widerspricht fundamental dem Prinzip der Basissicherheit bzw. der grundlegenden Forderung des Konzepts der gestaffelten Sicherheit, wonach hochwertige Qualität von RDB-Werkstoffen vorausgesetzt wird.

Zusammenfassend muss festgestellt werden, dass Tihange 2 abgesehen von dem Fakt, dass dieser RDB nicht genehmigungsfähig gewesen wäre, hätte man die Anzeigen nach der Herstellung nachgewiesen, für den weiteren Betrieb wegen der Unsicherheit bezüglich der tatsächlichen Eigenschaften und der Versprödung ein unkalkulierbares Risiko darstellt.

Dukovany

Auslegung

Die ursprüngliche Reaktorauslegung des WWER 440/213 Reaktortyps (u.a. Dukovany 1-4) geht auf das Jahr 1967 zurück. Seit dem Zeitpunkt der Auslegung hat sich der Stand von Wissenschaft und Technik signifikant weiterentwickelt. Zwar wurde versucht über Nachrüstungen diverse Erkenntnisse zu implementieren, jedoch wirken u.a. die ursprünglichen Baustrukturen als einschränkende Elemente.

Die ursprüngliche Auslegung der WWER 440/213 Reaktoren brachte wesentliche Sicherheitsdefizite mit sich, welche erst im Laufe der Zeit erkannt worden sind. durch Konstruktion und Werkstoff bedingte hohe Versprödungsanfälligkeit des RDB im Bereich des Reaktorkernes

Anfälligkeit für Kühlmittel-Leckagen im Dampferzeuger von der Primär- auf die Sekundärseite des Reaktors

- Sicherheitsdefizite bei sicherheitsrelevanten Systemen wie Sicherheitsventilen am Druckhalter des Primärsystems, beim Notspeisewassersystem auf der Sekundärseite, beim Bubbler-Condenser bei einem Störfall, bei den Notkühlpumpen beim Kühlmittelverluststörfall im Langzeitbetrieb (z. B.: Gefahr von Pumpen- und Kühlerblockaden durch abgetragenes Material der Wärmeisolierung),
- relativ hohe Leckrate des Confinements und einem ungenügenden Wasserstoffmanagement in den Confinement-Boxen bei einem schweren Unfall.
- Sicherheitsmängel im Bereich der Mess- und Regeltechnik (I&C), wie fehlende Trennung der Systeme für Steuerungs- und Schutzfunktionen.
- Mangelhafte seismische Qualifizierung von Instrumenten .
- Unzulängliche Vorsorgemaßnahmen für einen sicheren Aufenthalt des Betriebspersonals im Kontrollraum bei Stör- und Unfällen.
- unzureichende Qualifizierung elektrischer Ausrüstung für Extremsituationen und die Kapazität von Notstromaggregaten.
- Mangelhafte Auslegung gegen externe Gefährdungen, z. B. durch Feuer, durch externe Überflutung, durch Flugzeugabsturz oder durch seismische Belastungen

Die WWER 440/213 Blöcke in Dukovany, die in Zwillingeinheiten zusammengefasst sind, haben bestimmte Systeme und Gebäude zur Gänze oder zum Teil gemeinsam. Wirtschaftlich hat dies den Vorteil, dass Systeme gemeinsam genutzt werden können. Sicherheitstechnisch stehen dem Parallelblock bei Ausfall gemeinsamer Systeme weniger Sicherheitsreserven zur Verfügung.

Einige dieser Sicherheitsdefizite konnten durch Nachrüstungen beseitigt oder zumindest entschärft werden, wesentliche andere nicht.

Abweichungen des Sicherheitsniveaus

Wie alle Kernkraftwerke der Generation II haben alle WWER 440/213 Reaktorblöcke in Dukovany bereits in der ursprünglichen Auslegung ihres Sicherheitskonzeptes bestimmte Schwachstellen, die nachträglich nicht kompensiert werden können. Zu den wichtigsten zählen:

- Die Reaktorblöcke in der WWER 440/213 sind nicht mit konventionellen Containment-Strukturen versehen, wie sie typisch für andere Druckwasserreaktoren sind.
- Das Abklingbecken für abgebrannte Brennelemente außerhalb des Confinements: Aus geometrischen und Auslegungsgründen sind die Abklingbecken nicht in das Confinement integriert und damit einerseits durch massive Einwirkungen von außen (z. B. Flugzeugabsturz) gefährdet. Andererseits können schwere Störfälle im Abklingbecken zu einer massiven Zerstörung des Reaktorgebäudes durch Wasserstoffdetonation führen und die Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umwelt erleichtern.
- Risikoerhöhung durch synchrones Komponentenversagen in mehreren Anlagen - Die hochenergetischen Speisewasser- und Frischdampfleitungen sind auf der sogenannten 14,7 m Bühne, im Bereich des Zwischengebäudes zwischen Reaktorgebäude und Turbinenhalle ohne

physischen Schutz durch Trennwände verlegt, sodass beim Bruch einer Leitung eine gegenseitige Beeinträchtigung und Folgebrüche an anderen nicht auszuschließen sind.

- Problem der Übertragbarkeit der experimentellen Ergebnisse der Versuchsanlage auf die Großanlage zum Severe Accident Management Konzept der Kernschmelzrückhaltung im Reaktordruckbehälter (IVR).

Bezüglich der gegenseitigen Beeinflussbarkeit kann in diesem Zusammenhang auch auf die Tatsache hingewiesen werden, dass gemeinsam genutzte Strukturen und Systeme, unter Umständen das Potenzial für eine Unfallauslösung darstellen, bei dem in Folge zwei oder mehr Blöcke gleichzeitig in Mitleidenschaft gezogen werden können.

Der Auslegungsdruck für das Confinement beträgt 0,25 MPa (0,15 MPa Überdruck). Grenzfestigkeits-Berechnungen, die für die Anlagenbetreiber durchgeführt wurden, zeigen eine 50% Versagens-Wahrscheinlichkeit, wenn der Confinementdruck auf 0,35 MPa steigt (0,25 MPa Überdruck). Dies ergibt einen Sicherheitsfaktor von nur 2; die meisten DWR haben Sicherheitsfaktoren von 2,5 bis 4 gegen Überdruckversagen.

Es ist nach Bewertung der vorliegenden Nachweise nicht ausreichend gezeigt, dass nachträglich eingebaute passive autokatalytische Wasserstoff-Rekombinatoren (PAR) eine Wasserstoffexplosion und/oder Verpuffung zu Detonationsübergang (DDT) sicher verhindern können.

Versprödung des Reaktordruckbehälters

Es ergibt sich aus den stark differierenden veröffentlichten Daten, dass im Schweißgut der RDB die Versprödung möglicherweise weit fortgeschritten ist. Geht man von dem für Bohunice angenommenen Grenzwert für die Versprödung von 135°C (T_k^a) aus, dann ist der RDB in Dukovany 1 besorgniserregend stark versprödet. Schon seit 1994 wird das Notkühlwasser auf 55-60°C aufgeheizt, um die Folgen eines Thermoschocks im Fall einer Notkühlung abzumildern.

Aktuell läuft ein Neubewertungsprogramm zum Versprödungszustand der Reaktordruckbehälter: (Specific Ageing Management Programme for reactor pressure vessels), das 2015 gestartet wurde. Als Ergebnis des Programms wird für 2020 die Bestimmung des spezifizierten Wertes von T_k^a (T_k value) nach dem Stand von Wissenschaft und Technik unter Berücksichtigung des derzeitigen Zustands der Anlage erwartet.

Zusammenfassend muss man davon ausgehen, dass die Versprödung des RDB-Schweißguts speziell für den ersten Block bereits bedenklich hoch ist.

Cattenom

Auslegung und Redundanzgrad

Das Sicherheitssystem der Anlage Cattenom ist grundsätzlich 2-strängig (Redundanzgrad $n+1$), d. h. einzelfehlerfest ausgelegt. Nach dem schon länger geltendem Stand der Technik reicht das nicht aus. Wenn ein Sicherheitssystem ausfällt, zusätzlich im absichernden redundanten Sicherheitssystem zufällig ein Fehler auftritt und das dritte absichernde redundante System in Reparatur ist gibt es kein weiteres Sicherheitssystem mehr. Die Störfallbeherrschung ist dann nicht mehr ohne weiteres gewährleistet. Dies betrifft u. a. die Einrichtungen zur primärseitigen Nachkühlung, primärseitigen Kühlmittelergänzung und Containment-Kühlung bei Kühlmittelverluststörfällen, Containment-Kühlung bei

Kühlmittelverluststörfällen sowie die Kühlung des Lagerbeckens. Ein höherer Redundanzgrad ist nur bezüglich der aktiven Einrichtungen wie z.B. Pumpen für die Sicherheitsfunktionen der sekundärseitigen Dampferzeugerbespeisung sowie der primärseitigen Aufborierung und der Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen vorhanden. Im Übrigen ist auch für diese Systemfunktionen die Auslegung grundsätzlich 2-strängig.

Die geplante Nachrüstung des Hardened Safety Core ergänzt Reserven für einzelne Sicherheitsfunktionen, erhöht aber nicht den Redundanzgrad der Sicherheitssysteme. Die Auslegung des bisherigen Systems bleibt unverändert. Nach Stand von Wissenschaft und Technik wurde auch schon in der Vergangenheit in anderen Reaktorkonzepten konsequent ein höherer Redundanzgrad $n+2$ umgesetzt. Diesen Sicherheitsstandard erreicht Cattenom nicht.

Auslegung gegen Erdbeben

Das der seismischen Auslegung von Cattenom zugrunde liegende französische Regelwerk fordert keine systematische Unsicherheitsanalyse. Mangels quantitativer Analyse ist in diesem Ansatz nicht transparent, ob und ggf. welche Unsicherheitsbeiträge bei der Auslegung berücksichtigt wurden. Das Verfahren sieht standortunabhängig einen Zuschlag von einer Intensitätsstufe zum stärksten historischen Erdbeben vor. Dieser Zuschlag kann im Einzelfall bei Berücksichtigung realistischer Unsicherheitsbandbreiten aufgezehrt werden und steht dann nicht mehr in vollem Umfang als Sicherheitsreserve zur Verfügung. Insgesamt gesehen, kann nicht beurteilt werden, ob der Schutz gegen seismische Einwirkungen ausreichend konservativ dimensioniert ist. Für die Bemessungserdbeben in Cattenom werden keine Überschreitungswahrscheinlichkeiten angegeben.

Nicht alle sicherheitstechnisch relevanten Komponenten sind gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Dazu gehören in Cattenom:

- Teile des Zwischenkühlsystems (Folge: Ausfall Kühlung)
- Rohrleitungen des Feuerlöschsystems (Folge: Überflutung von Räumen des Nebenkühlwassersystems, Ausfall Kühlung)
- Rohrleitungen zur Wasserstoffverteilung (Folge: mögliche Freisetzung von Wasserstoff in die Anlage, Folgebrände oder Explosionen)

Innerhalb der Anlagen ist nur ein Teil der Notstromdieselgeneratoren und mobilen Einrichtungen gegen Erdbeben geschützt. Die Kapazität der Notstromversorgung ist nach einem Bemessungserdbeben eingeschränkt. Für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes können auch Systeme eingesetzt werden, die nicht als Sicherheitssysteme qualifiziert sind und nicht gleichwertig gegen Erdbeben ausgelegt sind, beispielsweise das Feuerlöschsystem zur Kühlwasserversorgung oder mobile Einrichtungen. Es ist davon auszugehen, dass im Erdbebenfall diese Einrichtungen zur Bewältigung von Notfallsituationen nicht mehr zur Verfügung stehen.

In Auswertung des Reaktorunfalls in Fukushima wurde der HSC (Hardened Safety Core) als erforderliche Nachrüstung entwickelt und beschlossen. Die Annahmen zum Bemessungserdbeben für den HSC gehen über die Basisauslegung der bestehenden Anlagen hinaus. Für das bisher vorhandene Sicherheitssystem sind Nachrüstungen diesbezüglich nicht vorgesehen. Bekannte Schwächen der bisherigen Vorgehensweise werden durch die verschärften Anforderungen insofern nur sehr begrenzt ausgeglichen. Die erhöhten Anforderungen gelten eben nur für einen eng begrenzten Teil nachzurüstender Sicherheitseinrichtungen. Bei solchen Nachrüstungen besteht grundsätzlich das Problem der Schnittstellen mit den existierenden

schwächer ausgelegten Systemen, die vorzeitig ausfallen können. Das Schutzniveau einer Vollausslegung nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik wird nicht erreicht.

Transparenz und Beteiligung

Zurzeit müssen Laufzeitverlängerungen in Europa nicht umfassend neu nach Stand von Wissenschaft und Technik genehmigt werden. Soweit befristete Genehmigungen erteilt worden sind, können diese durch behördliche Entscheidung verlängert werden. Diese behördlichen Entscheidungen entsprechen jedoch nicht den Anforderungen, denen rechtsfähige Genehmigungen von KKW mit Öffentlichkeitsbeteiligung genügen müssen. In der Regel waren bislang auch keine Umweltverträglichkeitsüberprüfungen mit Beteiligung der Öffentlichkeit durchgeführt worden. Mit dem Urteil des Europäischen Gerichtshofs vom 29.07.2019 zur Laufzeitverlängerung des KKW Doel (Belgien) und der neuen Guidance im Rahmen der ESPOO-Konvention hat sich die Situation jedoch geändert. Danach sind Umweltverträglichkeitsprüfungen mit grenzüberschreitender Beteiligung der Öffentlichkeit für Laufzeitverlängerungen erforderlich.

Verbindliche Prüfungsmaßstäbe für Laufzeitverlängerungen sind damit jedoch nicht normiert. Es bleibt damit weiterhin jeder Aufsichtsbehörde überlassen, was und wie sie prüft. Die Behörden sind damit insbesondere nicht verpflichtet, ein umfassendes Genehmigungsverfahren durchzuführen, in dem alle Sicherheitsfragen umfassend nach dem aktuellen Erkenntnisstand geprüft werden.

Es verbleibt damit ein deutliches Regelungsdefizit auf der europäischen Ebene.

Bisher fehlt als Bestandteil eines atomrechtlichen Partizipationsverfahrens, insbesondere jeder Öffentlichkeitsbeteiligung zu Entscheidungen über Laufzeitverlängerungen, ein Risikobericht als Komplement zum Sicherheitsbericht. Ein Risikobericht müsste eine Darstellung und Gesamtbewertung zu allen Abweichungen vom aktuellen Stand von Wissenschaft und zu den verbleibenden Risiken nach den geführten Sicherheitsnachweisen in nachvollziehbare Darstellung enthalten.

Schlussfolgerungen

Laufzeitverlängerungen und der Betrieb von gealterten Kernkraftwerken erhöhen die nuklearen Risiken in Europa.

Die Alterung von Kernkraftwerken birgt ein deutlich erhöhtes Risiko für schwere Unfälle und radioaktive Freisetzungen. Dieses deutlich erhöhte Risiko wird durch den Weiterbetrieb von Altanlagen infolge von Laufzeitverlängerungen und Leistungserhöhungen nochmals signifikant erhöht. Daran können auch partielle Nachrüstungen, soweit sie in der Praxis überhaupt erfolgen, wenig ändern.

Die Altersstruktur der in Europa betriebenen Kernkraftwerke zeigt, dass sich sehr viele Anlagen bereits der Grenze der ursprünglichen technischen Auslegung nähern oder diese bereits überschritten haben. Sie sollen aber darüber hinaus weiter betrieben werden.

Alterungsprozesse erhöhen das Risiko von Störungen und Störfällen.

Die Ursache vieler sicherheitsrelevanter Ereignisse ist auf Alterungsprozesse zurückzuführen. Dies zeigen die Betriebserfahrungen. Alterungsprozesse wie Korrosion, Verschleiß oder Versprödung mindern die Qualität von Komponenten, Systemen und Strukturen bis hin zu deren Ausfall. Sicherheitsreserven schwinden, Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen und damit auch das Potenzial zur Beherrschung von Störfällen sind dadurch eingeschränkt.

Insbesondere waren in den frühen Jahren der Entwicklung und Errichtung von Kernkraftwerken die verwendeten Materialien, Fertigungsprozesse und Prüfverfahren von geringerer Qualität als heute. Ebenso war das Wissen über Art und Ausmaß von alterungsbedingten Schädigungen der verwendeten Werkstoffe im Vergleich zu heute begrenzt. Daher sind für alte Kernkraftwerke Alterungsprozesse ein besonderes Problem.

Alle realisierten europäischen Kraftwerkskonzepte sind sicherheitstechnisch veraltet.

Die meisten Kraftwerkskonzepte stammen aus den 1970er und 1980er Jahren. Die Errichtungs- und Betriebsgenehmigungen von vielen Kernkraftwerken sind bereits 30 und mehr Jahre alt. Damals wurden sie nach den Genehmigungsprüfungen als „sicher“ für den Betrieb zugelassen. Wesentliche Sicherheitsprinzipien (wie Diversität, räumliche Trennung und Schutz vor externen Einwirkungen) wurden nicht oder nur begrenzt verwendet, insofern haben alte Kernkraftwerke aus heutiger Sicht, zahlreiche Auslegungsschwächen.

Bautechnische Trennungen von Sicherheitsbereichen, Redundanz, Unabhängigkeit der Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts, der Einbau diversitärer Techniken, all das wurde weit weniger konsequent konzeptionell umgesetzt als es nach heutiger Erkenntnis und heutigem Standard erforderlich wäre. Mit zunehmendem Alter der Anlagen werden diese konzeptionellen Abweichungen zum heute geforderten Sicherheitsniveau für neue Anlagen immer größer.

Viele Kernkraftwerke werden jenseits der Grenze der ursprünglichen technischen Auslegung und auf einem veralteten technischen Stand betrieben.

Die technische Prüfung der Kernkraftwerke erfolgte im Rahmen der ursprünglichen Genehmigung im Hinblick auf eine Laufzeit von 30-40 Jahren. Gleichwohl sollen heute Laufzeiten von Kernkraftwerken ohne neue Genehmigungsprüfung und ohne grundlegende Modernisierung auf 60 oder mehr Jahre verlängert werden. Die diesen Kernkraftwerken zugrundeliegende Konzepte wären dann bis zu 100 Jahre alt.

Neue Bedrohungsszenarien sind hinzugekommen.

Terroristische Angriffe, Flugzeugabstürze und andere Störmaßnahmen sowie extreme Natureinwirkungen, z. B. als Folge des deutlich zutage tretenden Klimawandels, können als reale Gefahren nicht mehr vernachlässigt werden. Sie verlangen spezielle darauf zugeschnittene Schutzmaßnahmen, die in der Auslegung bestehender Altanlagen nicht vorhanden sind und nur sehr begrenzt umgesetzt werden können. Die Einhaltung heutiger Sicherheitsstandards würde praktisch einen kompletten Neubau eines Kernkraftwerks bedingen.

Um Laufzeitverlängerungen zu legitimieren werden die ursprünglichen Sicherheitsreserven verringert

Um das Risiko des Betriebs von Kernkraftwerken zu verringern werden nach der deterministischen Sicherheitsphilosophie Sicherheitsreserven bei der Auslegung einzelner Systeme und Komponenten eingeführt. Mit diesen Sicherheitsreserven werden unvorhergesehene Fehler im Material, in der Funktionsweise, in der Auslegung, oder in den sicherheitstechnischen Berechnungen vorsorgend ausgeglichen. Diese Sicherheitsreserven sind bei den gealterten Anlagen reduziert oder nicht mehr vorhanden. Heute durchgeführte Sicherheitsberechnungen nehmen darüber hinaus vielfach davon Kredit, dass sie die Sicherheitsreserven verringern, um zeigen zu können, dass der entsprechende Sicherheitsgrenzwert noch nicht erreicht ist. Das Versagensrisiko steigt entsprechend.

Altanlagen sind nach heutigen Standards nicht genehmigungsfähig

Die schweren Kernkraftwerkunfälle von Three Mile Island, Tschernobyl und Fukushima haben jeweils gezeigt, dass die Kernkraftwerke nicht so sicher sind, wie gefordert und angenommen worden war. Das bedeutet, dass das Risiko der Altanlagen zum Zeitpunkt ihrer Genehmigung unterschätzt wurde. Insbesondere durch diese Unfälle wurde der Stand von Wissenschaft und Technik erweitert und die Anforderungen an Neuanlagen verschärft. Diese Anforderungen können in Altanlagen jedoch nicht ausreichend umgesetzt werden.

Für Altanlagen wird aus pragmatischen Gründen ein Risiko akzeptiert, das bei neuen Projekten nicht akzeptabel wäre. Kein Mitgliedstaat der EU würde einem derzeit betriebenen Kernkraftwerk eine neue Baugenehmigung erteilen.

Die Aussage, dass die Sicherheit alter Kernkraftwerke durch Nachrüstungen kontinuierlich verbessert worden sei, verstellt den Blick.

Nachrüstungen dienen häufig der Beseitigung von Mängeln in der Anlage bzw. dem Schutz vor Risiken, die zum Zeitpunkt der Genehmigung hingenommen oder nicht erkannt worden waren. Die Nachrüstungen dienen somit häufig der Herstellung des „sicheren“ Zustands, der bei der Genehmigung schon vorausgesetzt aber nicht realisiert worden war.

Nachrüstungsmaßnahmen sind prinzipiell begrenzt. Wesentliche konzeptionelle Schwächen alter Kernkraftwerke bleiben bestehen.

Sicherheitsanforderungen nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik lassen sich im Design alter Kernkraftwerke nicht vollständig umsetzen. Elementare Schwachstellen der veralteten Sicherheitskonzepte können nicht behoben werden. Ein erheblicher Teil des Sicherheitsstandards wird bereits bei der Auslegung des Kernkraftwerks festgelegt.

Der Stand von Wissenschaft und Technik hat sich weiterentwickelt. Die Reaktorsicherheitsforschung hat neue Erkenntnisse über früher nicht erkannte Risiken gewonnen. Hinzu kommen die gesammelten

Erfahrungen aus Störungen, Störfällen bis hin zu schweren Unfällen. Daraus resultieren über Jahrzehnte gewachsene, erweiterte Anforderungen an Systeme, Strukturen und Komponenten, um früher nicht erkannte Schwächen zu beseitigen.

Beim Vergleich der Auslegungskonzepte bestehender Anlagen mit Neubaukonzepten bestehen markante Unterschiede, beispielsweise im Redundanzgrad, der Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen, im Schutz gegen äußere Einwirkungen und bei der Beherrschbarkeit schwerer Unfälle.

Weiterentwickelte Anforderungen, die die Grundlagen des Sicherheitskonzepts und die Basisauslegung großer Strukturen betreffen (z. B. core catcher), können in existierenden Anlagen, u.a. aufgrund der räumlichen Gegebenheiten, nicht nachträglich implementiert werden.

Für bestimmte Ereignisabläufe wird versucht, mit zusätzlich bereitgehaltenen mobilen Einrichtungen Auslegungsdefizite zu kompensieren. Dies ist nicht gleichwertig zu einer Grundauslegung. Beispielsweise wird durch zusätzliche Maßnahmen der Betriebsmannschaft nicht das gleiche Sicherheitsniveau erreicht wie mit baulichen Maßnahmen (z. B. Brandschutz).

Die Möglichkeiten des Alterungsmanagements sind limitiert.

Reparatur und Austausch der von Alterung betroffenen Komponenten, sofern überhaupt möglich, können nur lokal begrenzt Defizite beseitigen. Schäden in Komponenten, Systeme und Strukturen, die nicht ausgetauscht werden können (wie etwa den Reaktordruckbehälter) oder sollen, bedeuten einen dauerhaften und, bei fortschreitenden Alterungsprozessen, zunehmenden Abbau ursprünglich eingebauter Sicherheitsreserven. Mit Maßnahmen wie zusätzlichen Inspektionen oder Prüfungen, die häufig als Ersatz für eine Behebung der festgestellten Abweichungen eingeführt werden, kann der Schadensverlauf allenfalls beobachtet, der Verlust an Sicherheit aber nicht kompensiert werden. Durch Zulassung von Ersatzmaßnahmen anstelle der Wiederherstellung eines einwandfreien Zustands seitens der zuständigen Stellen wird ein Weiterbetrieb auf niedrigerem Sicherheitsniveau zu legitimieren versucht.

Die Komplexität der Alterungsproblematik erlaubt keine insgesamt sichere Vorhersage der Alterungseffekte und erschwert vorsorgeorientierte Strategien zu deren Beherrschung. Neuartige oder nicht angemessen berücksichtigte Phänomene, aber auch unerwartete Interaktionen, haben vorzeitige und unerwartete Ausfälle von Sicherheitseinrichtungen zur Folge. Die tatsächliche Entwicklung alterungsbedingter Schäden kann in der Realität deutlich vom prognostizierten Verlauf abweichen. Das System der betriebsbegleitenden Funktionsprüfungen und Inspektionen ist nicht in der Lage, alle Alterungsvorgänge rechtzeitig und sicher zu erfassen, bevor sie zu sichtbaren Schäden oder Ausfällen führen. Auch in sicherheitstechnisch äußerst sensiblen Bereichen können Schäden über lange Zeiträume unentdeckt vorliegen und ein erhebliches Ausmaß erreichen. Unter höheren Betriebsbelastungen, wie sie z. B. im Störfallablauf auftreten, können solche latent vorliegenden Fehler akut werden. Die Einführung eines Alterungsmanagements kann die Zunahme der Risiken einer fortschreitenden Alterung abmildern, aber nicht beseitigen.

Nachrüstungsmaßnahmen und Reparaturen in Altanlagen beinhalten immer auch ein zusätzliches Risiko

Durch den Eingriff in die Sicherheitstechnik der bestehenden Anlage können neue Risiken etwa durch unvorhergesehene Wechselwirkungen geschaffen werden. Beim Umstieg auf neue technische Lösungen besteht das Problem der Kompatibilität mit der vorhandenen Technik. Bei alternden Komponenten nimmt das Problem der Ersatzteilbeschaffung zu, wenn diese aus dem Lieferprogramm genommen oder nicht mehr weiterentwickelt werden. Änderungen (Konstruktion, Material, Herstellungsverfahren) in der

Lieferkette können zu unerwarteten Fehlern führen. Eine ausreichende Qualität, die eine Voraussetzung für den sicheren Betriebs ist, kann dann oftmals nicht mehr nachgewiesen werden.

Fehlende Dokumentationen sowie Verlust an Know-How und Know-Why erschweren die Bewertung der Sicherheit von Altanlagen

Die ursprünglichen Sicherheitsnachweise für alte Kernkraftwerke weisen häufig Lücken auf, die nachträglich nicht mehr geschlossen werden können. Die verfügbaren technischen Dokumentationen entsprechen mitunter nicht dem vor Ort realisierten Stand. Angaben sind fehlerhaft oder sind unvollständig. Damit können der aktuelle Zustand und die tatsächlichen Eigenschaften der betroffenen Anlagenbereiche oder Komponenten nicht hinreichend sicher bestimmt und bewertet werden. Gleichwohl werden die fehlenden Daten häufig durch Annahmen ersetzt, die nicht ausreichend verifiziert werden können.

Die technische Dokumentation aus der Zeit der Planung, Errichtung und Inbetriebsetzung unterscheidet sich deutlich vom heutigen Standard. Die verfügbaren Daten und sonstigen Informationen ermöglichen vielfach keine Nachweisführung in einer Qualität, wie sie aktuell bei einer Neuauslegung notwendig wäre.

Nicht alle nach heutigem Kenntnisstand zum Nachweis einer ausreichenden Sicherheit notwendigen Aspekte und Kennwerte wurden berücksichtigt und sind dokumentiert. Sicherheitsbewertungen sind nur unter Annahmen möglich, die jedoch nicht ausreichend abgesichert werden können. Erschwerend kommt ein altersbedingter Verlust an Know-why und Know-how hinzu, da Erfahrungen und Wissen mit dem Personal in den Ruhestand gehen.

Die Risiken von Altanlagen müssen bekannt sein, um ihre Sicherheit bewerten zu können.

Betreiber und Aufsichtsbehörden, unter deren Regie alte Kernkraftwerke betrieben werden, sind für die Prüfung und Genehmigung des Betriebs alternder Kernkraftwerke zuständig und bewerten ihre Sicherheit. Ihre Aussagen über die Sicherheit einer Anlage sind lediglich rechtlich normative Bewertungen. Die Verlässlichkeit von Aussagen zur Sicherheit hängt entscheidend von der Qualität der verfügbaren Informationen ab und vom angelegten Bewertungsmaßstab. Entscheidend ist, welche Informationen verfügbar sind und welcher Bewertungsmaßstab angelegt wird.

Eine hundertprozentige technische Sicherheit, d.h. der Ausschluss eines Unfalls, ist eine Fiktion. Die Entscheidung über „sicher“ oder „nicht sicher“ ist eine Wertung darüber, welche verbleibenden Risiken bei Kernkraftwerken noch geduldet werden. Die Aussage, ein altes Kernkraftwerk sei sicher, ist wertlos und nicht nachvollziehbar, wenn nicht zugleich die verbleibenden Risiken erkannt sind und darüber transparent informiert wird. Das ist in aller Regel jedoch nicht der Fall.

Nukleare Risiken bleiben für die Betroffenen im Dunklen, weil darüber nicht informiert wird.

Die für die Öffentlichkeit freigegebenen Informationen sind für die Betroffenen zumeist nicht verständlich und behandeln nicht die kritischen Punkte der Sicherheit. Eine Verpflichtung der Betreiber und der Behörden, über die verbleibenden Risiken angemessen zu informieren, besteht nicht. Ohne eigene Sachverständige sind die Betroffenen der Zivilgesellschaft weitgehend hilflos, weil die gelieferten Informationen von ihnen selbst mangels fachlicher Grundlage nicht interpretiert und kritisch hinterfragt werden können. Zur Ermöglichung effektiver Öffentlichkeitsbeteiligung fehlt es an Ressourcen zum Beispiel in Form der Finanzierung von unabhängigen, von der interessierten Öffentlichkeit ausgewählten ExpertInnen im Rahmen von Beteiligungsverfahren. Solange es keine Pflicht für Betreiber und Behörden gibt, über die offenen Sicherheitsfragen und die Auswirkungen auf Menschen und Umwelt aktiv und verständlich zu berichten, kann es auch keine wirkliche Partizipation geben.

Fehlende Transparenz erschwert eine Bewertung der Risiken für Dritte

Das Verfahren der Sicherheitsüberprüfungen der in Betrieb befindlichen Anlagen ist für Dritte nicht transparent. Es fehlen prozedurale Festlegungen, mit denen für alle Betroffenen ein ausreichender Zugang zu Informationen und eine angemessene Beteiligung an Entscheidungsprozessen sichergestellt wird. Die Darstellung und Bewertung des Risikos auf Basis des tatsächlichen Anlagenzustands gemessen am aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik gehört nicht zum Verfahren.

Es fehlt die Möglichkeit für grenzüberschreitende Beteiligung, obwohl die Risiken grenzüberschreitende Folgen haben können

Eine verbindliche grenzüberschreitende Beteiligung der Öffentlichkeit ist in den Verfahren zur Laufzeitverlängerung nicht vorgesehen. Während ein Neubau von Kraftwerken heute zwingend mit internationaler Beteiligung einhergeht, wird die Entscheidung über den Weiterbetrieb von Altanlagen souverän von den Nationalstaaten - ohne Einbeziehung von Nachbarstaaten – getroffen. Dabei enden die Unfallrisiken nicht an nationalen Grenzen. Unabhängige Kontrollen zur Bewertung des aktuellen Anlagenzustands und der Umsetzung notwendiger Nachrüstmaßnahmen sind ein wichtiges Instrument internationaler Kooperationen. Die Erfüllung internationaler Sicherheitsstandards als Mindestanforderung (z. B. Reference Level der WENRA, IAEA Safety Standards), die auch über nationale Anforderungen hinausgehen können, ist nicht obligatorisch.

Es gibt keine unabhängig internationale Überprüfungsinstanz und keine international verbindlichen Regeln zur Umsetzung von Sicherheitsanforderungen an Altanlagen

In der Praxis kommt es darauf an, was vor Ort tatsächlich in den technischen Ausführungen realisiert wird und wie die Regeln real angewandt werden. International gibt es keine unabhängigen Prüfinstanzen, die die Umsetzung von Regeln kontrollieren könnten. Zudem lassen international vereinbarte Sicherheitsanforderungen bei Anwendung auf alte Anlagen immer die Ausnahme zu, dass Maßnahmen nur dann umgesetzt werden müssen, wenn sie vernünftig machbar („reasonably practical“ oder „reasonably achievable“) sind. Dies wird vielfach auch von wirtschaftlichen Faktoren bestimmt. Von Altanlagen wird das Erreichen des für Neuanlagen geltenden Stands von Wissenschaft und Technik zwar als Ziel aber nicht zur Gänze verlangt. Damit bleibt es weitgehend den nationalen Aufsichtsbehörden überlassen, inwieweit aktuelle Anforderungen angewandt und tatsächlich umgesetzt werden. Es gibt keine international verbindlichen Normen, auch nicht in Europa.