



Die Grünen | Europäische Freie Allianz
im Europäischen Parlament

Beprobung von Reaktorkomponenten beim Rückbau von Kernkraftwerken

Ein Fragenkatalog

zu verschiedenen Problembereichen der Materialalterung

Ilse Tweer, Januar 2017

Im Auftrag von

Rebecca Harms, Grüne/EFA Fraktion des Europäischen Parlaments

Zusammenfassung

Beim Betrieb von Kernreaktoren sind in den letzten Jahrzehnten Material-bezogene Probleme aufgetreten, die nach wie vor nicht oder nicht ausreichend geklärt sind. Dazu gehören insbesondere Alterungserscheinungen der Reaktorwerkstoffe, die durch Bestrahlung, Korrosion, thermische Alterung oder thermomechanische Ermüdung verursacht werden.

Durch diese Studie soll angeregt werden, beim Rückbau aus Hauptkomponenten Proben zu entnehmen, um zumindest die Ausgangslage zu verbessern und einige der offenen Fragen beantworten zu können und damit möglicherweise Aussagen über potentielle Gefährdungen noch in Betrieb befindlicher Anlagen zu erhalten.

Die herausgegriffenen Problembereiche der Materialalterung betreffen:

- Neutronenversprödung des Reaktordruckbehälters (Schweißgut und Grundwerkstoff)
- Neutronenversprödung und Ermüdung der Kerneinbauten
- Korrosionsschäden an der Innenplattierung des Reaktordruckbehälters
- Korrosion der Außenseite des Reaktordeckels, sowie an den Kontrollstabdurchführungen
- Fehlstellen in kernnahen Grundwerkstoffbereichen
- Korrosion im Dampferzeuger
- Schäden an den Heizrohren des Dampferzeugers (Korrosion, Abrieb, Risse)
- Erosions-Korrosionsschäden im Primär- und Sekundärkreislauf
- Herstellungsbedingte Unregelmäßigkeiten z.B. im RDB-Deckel oder Dampferzeuger-Gehäuse, wie sie kürzlich in Zusammenhang mit der Schmiede Creusot in Frankreich bekannt wurden.

Proben aus dem Reaktordruckbehälter (RDB) sind infolge der von Neutronen ausgelösten Kernreaktionen während des Betriebs stark radioaktiv und müssen in sog. heißen Zellen geprüft werden. Solche heißen Zellen zur Bestimmung der Eigenschaften radioaktiver Proben sind in der Bundesrepublik Deutschland nur mehr bei AREVA Erlangen und in den Forschungszentren Karlsruhe und Rossendorf verfügbar.

Bisher wurden nur Proben aus Reaktordruckbehältern des stillgelegten und im Rückbau befindlichen KKW Greifswald im Forschungszentrum Rossendorf untersucht. Allerdings waren alle betrieblich genutzten Reaktordruckbehälter geglüht worden, so dass die Versprödung durch den Betrieb nicht mehr unmittelbar untersucht werden konnte.

Die Fragenliste umfasst Problemstellungen der Materialalterung, die durch eine geeignete Beprobung der Reaktorkomponenten während des Rückbaus geklärt werden könnten. Selbstverständlich würden solche Untersuchungen auch zu einer weiteren Aufklärung der Vorgänge bei der strahlenbedingten Versprödung, bei Korrosionserscheinungen im Bereich hoher Bestrahlung (Kerneinbauten), sowie von thermomechanischer Ermüdung, thermischer Alterung, usw. beitragen. Weitere mögliche Untersuchungsbereiche wären der Einfluss der

Neutronenflussdichte auf die Versprödung (Flussdichte-Effekt) und der Einfluss von experimentellen Randbedingungen auf den WPS¹-Effekt an betrieblich bestrahlten Proben.

Zu den in letzter Zeit bekannt gewordenen Unregelmäßigkeiten bei der Herstellung (fehlende Dokumentation, Vertuschungen, Fälschungen, usw.) könnten aufklärende Beiträge erhalten werden.

¹ WPS (warm prestress)-Effekt: an Proben beobachtete Effekt, dass nach heißer Vorbelastung die Zähigkeit verbessert ist

Inhalt

Zusammenfassung.....	2
1. Einführende Bemerkungen	5
2. Problembereiche	5
2.1 Unregelmäßigkeiten bei der Herstellung.....	5
2.2 Neutronenbedingte Versprödung des Reaktordruckbehälters.....	8
2.3 Reaktordruckbehälter-Deckel – Spannungsrisskorrosion	10
2.4 Neutronenversprödung und Korrosion der Kerneinbauten	11
2.5 Rohrleitungen – Erosions-Korrosion	11
2.6 Dampferzeuger	13
2.6.1 Dampferzeuger-Rohrboden	13
2.6.2 Dampferzeuger-Heizrohre	13
3. Zusammenstellung der der offenen Fragestellungen zur Materialalterung - Vorschläge zur Beprobung von Reaktorkomponenten beim Rückbau.....	15
3.1 Reaktordruckbehälter	15
3.2 Kerneinbauten	16
3.3 Rohrleitungen	16
3.4 Dampferzeuger	16

1. Einführende Bemerkungen

Die Werkstoffe der Reaktorkomponenten (insbesondere der Reaktordruckbehälter) werden während des Betriebs teilweise hoher Bestrahlung (Neutronen, Gamma-Strahlung) ausgesetzt, aber auch thermischer Alterung und thermomechanischer Ermüdung (z.B. beim An- und Abfahren des Reaktors). Dadurch werden die mechanischen Eigenschaften verändert, die Oberflächen können beschädigt werden, was zu einer Beeinträchtigung der Funktionalität bzw. der strukturellen Integrität der Komponente führen kann.

Beim Betrieb von Kernreaktoren sind in den letzten Jahrzehnten Material-bezogene Probleme aufgetreten, die nach wie vor nicht oder nicht ausreichend geklärt sind. Dazu gehören Unregelmäßigkeiten bei der Herstellung und insbesondere die Alterungserscheinungen, die durch Bestrahlung, Korrosion, thermische Alterung oder thermomechanische Ermüdung verursacht werden.

Nach der Stilllegung von Kernkraftwerken (KKW) wurde in Deutschland mit dem Rückbau der Anlagen begonnen. Dabei ergibt sich die Möglichkeit, an ausgewählten Reaktorkomponenten Proben zu entnehmen, deren Untersuchung zur Klärung der nach wie vor offenen Fragen beitragen könnte. Proben aus dem Reaktordruckbehälter sind infolge der von Neutronen ausgelösten Kernreaktionen während des Betriebs stark radioaktiv und müssen in sog. Heißen Zellen geprüft werden. Solche Heißen Zellen zur Bestimmung der Eigenschaften radioaktiver Proben sind in der Bundesrepublik Deutschland nur mehr bei AREVA Erlangen und in den Forschungszentren Karlsruhe und Rossendorf verfügbar.

Bisher wurden - soweit bekannt - nur Proben aus den Reaktordruckbehältern des stillgelegten und im Rückbau befindlichen KKW Greifswald im Forschungszentrum Rossendorf untersucht.

2. Problembereiche

2.1 Unregelmäßigkeiten bei der Herstellung

Nach Bekanntwerden der Beobachtung von Tausenden Fehlstellen (mit Längen bis zu 179 mm in Doel 3 bzw. 90 mm in Tihange 2) im Grundwerkstoff der Reaktordruckbehälter in Doel 3 und Tihange 2 stellten sich Fragen nach deren Ursprung und der erstaunlichen Tatsache, dass diese bei den Standardprüfungen unmittelbar nach der Herstellung nicht gefunden wurden, wobei gleichzeitig vom Betreiber versichert wurde, die Fehlstellen (Wasserstofflocken) seien herstellungsbedingt und während des Betriebs weder entstanden, noch gewachsen, was von der Genehmigungsbehörde FANC

als Erklärung akzeptiert wurde². Im Zuge der Untersuchungen stellte sich heraus, dass vom inzwischen bankrott gegangenen Hersteller RDM (Rotterdamsche Droogdok Maatschappij) nur eine unvollständige Herstellungsdocumentation vorliegt, aber angenommen werden muss, dass entscheidende Wärmebehandlungen zur Wasserstoff-Entfernung nicht vorgenommen wurden. Von dem Unternehmen wurden weltweit weitere 19 Reaktordruckbehälter hergestellt. Nach der Empfehlung von WENRA vom 15.08.2013³ wurden weitgehend nur die Dokumentationsunterlagen geprüft⁴.

Weitergehende Untersuchungen des Grundwerkstoffbereichs erfolgten 2016 im Schweizerischen KKW Beznau, - dabei wurden in KKB 1 über 900 Ultraschall-Anzeigen gefunden, die auf Aluminiumoxideinschlüsse, ebenfalls herstellungsbedingt, zurückgeführt wurden⁵. Auch in diesem Fall waren die Fehlstellen (bis zu einer Größe von 17 mm) nach dem Herstellungsprozess nicht gefunden worden (jedenfalls nicht dokumentiert). Im Jahr 2016 wurde ein Replika-Ring⁶ hergestellt, dessen Untersuchung die Fragen von Ursache und Auswirkung der beobachteten Anzeigen klären sollte. Der Replika-Ring enthält zwar Aluminiumoxideinschlüsse, die ähnliche Anzeigen liefern, kann aber auch nicht erklären, warum nach der Herstellung des RDB keine Anzeigen dokumentiert wurden; es ist daher nicht eindeutig nachweisbar, ob die Fehlstellen im RDB tatsächlich ausschließlich bei der Herstellung eingebrachte Aluminiumoxid-einschlüsse sind.

Im Mai 2016 informierte die französische Genehmigungsbehörde ASN die Öffentlichkeit über Unregelmäßigkeiten des Unternehmens AREVA Creusot Forge bei der Herstellung von Deckel und Bodenkalotte für den EPR Flamanville, wobei größere Kohlenstoff-Verunreinigungen gemeint waren.⁷ (Inzwischen wurde ein für Hinkley Point

² FANC, Flaw indications in the reactor pressure vessels of Doel 3 and Tihange 2 Final Evaluation Report 2015, <http://www.fanc.fgov.be/GED/00000000/4000/4027.pdf>

³ WENRA, Recommendation in connection with flaw indications found in Belgian reactors, 15.08.2013, http://www.wenra.org/media/filer_public/2013/08/29/wenra_recommendation_on_flaw_indications.pdf

⁴ WENRA, Report. Activities in WENRA countries following the Recommendation regarding flaw indications found in Belgian reactors. 17.12.2014, http://www.wenra.org/media/filer_public/2014/12/26/flaws_in_rpv_feedback_2014-12-19.pdf

⁵ Georg Schwarz, UREK-N, Böttstein, 5. Oktober 2015, Befunde im RDB des Kernkraftwerks Beznau 1, Mike Dost, Kernkraftwerk Beznau, Untersuchungen am RDB von Block 1 - ein Zwischenbericht, 03.05.2016

⁶ KKB 1: AXPO, Replika bringt Durchbruch für Integritätsnachweis – Sicherheitsnachweis liegt im Herbst vor, http://www.axpo.com/axpo/ch/de/about-us/newsroom/media-releases/2016/beznau_replika_sicherheitsnachweis.html

⁷ ASN, Areva a informé l'ASN d'irrégularités concernant des composants fabriqués dans son usine de Creusot Forge, 03.05.2016, <https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Irregularites-concernant-des-composants-fabriques-dans-l-usine-Areva-de-Creusot-Forge>

vorgesehene RDB-Deckel mit ähnlichen Anzeigen zerstörend geprüft⁸). Gleichzeitig wurde mitgeteilt, dass AREVA am 25.04.2016 festgestellt habe, seit 1965 könnten von AREVA Creusot Forge etwa 400 Komponenten von den „Unregelmäßigkeiten“ betroffen sein. Am 23.06.2016 teilte ASN mit, dass in Dampferzeugern von 18 französischen Dampferzeugern ähnliche Kohlenstoffverunreinigungen vorliegen könnten, die zu schlechteren mechanischen Eigenschaften führen könnten, als nach den technischen Spezifikationen gefordert.⁹

Auf Anfrage der Grünen teilte die Bundesregierung am 11.07.2016 mit, dass dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) bisher keine Informationen bekannt seien, dass deutsche Atomkraftwerke betroffen sind.¹⁰ Diese Aussage wurde am 21.11.2016 bekräftigt.¹¹

Fazit:

Beim Rückbau könnten folgende Untersuchungen an Komponenten bzw. entnommenen Proben durchgeführt werden:

- Ultraschall-Tests im Grundwerkstoffbereich der kernnahen Reaktordruckbehälterringe, ob Fehlstellen wie in Doel 3/Tihange 2 oder Beznau vorhanden sind, Probenentnahme zur Feststellung der Fehlstellennatur, falls solche gefunden werden.
- Ultraschalltests von Reaktordruckbehälter-Deckel und Kalotte in Hinblick auf Kohlenstoffverunreinigungen, gegebenenfalls Entnahme von Proben, falls Fehlstellenbereiche gefunden wurden, zur Feststellung Art der Fehlstellen und der mechanischen Eigenschaften des defektbehafteten Stahls.
- Ultraschalltests an den Dampferzeugern in Hinblick auf Verunreinigungsbereichen entsprechend den französischen Befunden, gegebenenfalls Probenentnahme zur Feststellung der mechanischen Eigenschaften und der Natur der Fehlstellen.

⁸ Irregularities and anomalies relating to the forged components of Le Creusot Forge, LargeAssociates, 2016, http://www.greenpeace.org/france/PageFiles/266171/Note_LargeAndAssociates_EN_26092016.pdf

⁹ ASN, Certains générateurs de vapeur de réacteurs d'EDF pourraient présenter une anomalie similaire à celle de la cuve de l'EPR de Flamanville, 23.06.2016

¹⁰ Deutscher Bundestag Drucksache 18/9151, <http://dipbt.bundestag.de/dip21/btd/18/091/1809151.pdf>

¹¹ Deutscher Bundestag Drucksache 18/10366,

2.2 Neutronenbedingte Versprödung des Reaktordruckbehälters

Durch die Bestrahlung mit Neutronen (und auch Gammastrahlung) während des Betriebs werden die mechanischen Eigenschaften des Reaktorstahls, insbesondere die Zähigkeit verändert. Die Zähigkeit des Materials nimmt ab, d.h. der Übergang vom spröden Zustand des Werkstoffs bei tiefen Temperaturen zum für den Betrieb erforderlichen zähen Zustand (Spröbruchübergang) erfolgt bei höheren Temperaturen. Da der Reaktordruckbehälterstahl im gesamten Betriebsbereich zäh sein muss, um im Belastungsfall den auftretenden Beanspruchungen (thermische Spannungen im Fall von Notkühlung) standhalten zu können, darf diese Spröbruchübergangstemperatur RT_{NDT} einen im Regelwerk festgelegten Wert nicht überschreiten. Für die Veränderung der RT_{NDT} mit der Neutronendosis (entsprechend der Betriebszeit des Reaktors) gibt es Trendkurven, die an einer Vielzahl von bestrahlten Proben für den jeweiligen Stahl ermittelt wurden, und deren Gültigkeit anlagenspezifisch mit Hilfe des so genannten Voreilprobenprogramms überprüft wird. Der rechnerische Nachweis der Integrität des Reaktordruckbehälters (Spröbruchsicherheitsnachweis) wird mit Hilfe der Trendkurven geführt.

Ob sich die Spröbruchübergangstemperatur und die Zähigkeit während des Betriebs tatsächlich entsprechend den Annahmen verhalten, kann erst nach der Stilllegung überprüft werden, da im laufenden Betrieb natürlich keine Proben aus dem Reaktordruckbehälter entnommen werden können. Bisher wurden keine Proben aus den RDB in Rückbau befindlicher (westdeutscher) Reaktoren, obwohl gerade die stark versprödeten Reaktordruckbehälter aus den KKW Obrigheim und Stade von besonderem Interesse wären.

Aus den Reaktordruckbehältern des KKW Greifswald (WWER-400) wurden Proben entnommen und im Forschungszentrum Rossendorf untersucht, - allerdings waren alle Druckbehälter zur Reduzierung der Versprödung gegläht worden, weshalb auch diese Untersuchungen keinen Aufschluss über die Versprödung vor dem Ausheilen geben können.^{12 13}

¹² Hans-Werner Viehrig, Mario Houska, Previous results of the investigation on the decommissioned reactor pressure vessels of the Greifswald NPP, IAEA Specialists' Meeting on Irradiation Embrittlement and Life Management of Reactor Pressure Vessels, 18-22 October 2010

¹³ Hans-Werner Viehrig, Eberhard Altstadt, Mario Houska, Radiation response of the overlay cladding from the decommissioned WWER-440 Greifswald unit 4 reactor pressure vessel, https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2013/2013-11-05-11-08-TM-NPE/26-1.Viehrig_Germany.pdf

Um Rahmen des Forschungsprojects CARINA¹⁴ wurden Daten aus den Voreilprogrammen deutscher KKW und Bestrahlungsexperimenten in Forschungsreaktoren zusammengeführt. Insbesondere Experimente an den im tatsächlichen Betrieb bestrahlten Proben wären Daten nicht nur eine praxisnahe Ergänzung der Datenbasis, sondern die Möglichkeit, nach wie vor nicht belastbar experimentell verifizierte Effekte durch die Neutronenflussdichte („Flussdichte-Effekt“) und den Einfluss warmer Vorbelastung auf die Zähigkeit („Warm-Prestress-Effekt“) an betrieblich bestrahltem Material zu untersuchen. Auch die tatsächliche Hochlage der Zähigkeit betrieblich bestrahlter Proben wäre im Rahmen dieser Datenbasis von großem Interesse.

Bei Siedewasserreaktoren wird angenommen, dass wegen der größeren Entfernung zwischen Reaktorkern und Reaktordruckbehälterwand die Neutronenversprödung zu vernachlässigen sei. Proben aus SWR-Reaktordruckbehältern im kernnahen Bereich würden eine Überprüfung dieser Annahmen ermöglichen.

Bei den deutschen Siedewasserreaktoren der Baulinien 69 und 72 besteht seit dem Bau des KKW Zwentendorf (Österreich) eine kontroverse Diskussion über die Spannungssituation an der Übergangsnah zwischen der Reaktordruckbehälterkalotte und dem zylindrischen Teil des RDB.^{15 16} Untersuchungen an Proben aus diesem Bereich könnten Hinweise darauf geben, ob bleibende Verformungen während des Betriebs stattgefunden haben.

Fazit

Beim Rückbau könnten folgende Untersuchungen an entnommenen Proben durchgeführt werden:

- Entnahme von Proben aus dem Grundwerkstoff, dem Schweißgut und der Wärmeeinflusszone, um die Sprödbbruchübergangstemperatur und die Zähigkeit (Charpy-Tests und Bruchzähigkeitsmessungen) zu bestimmen und mit den Annahmen aus den Trendkurven zu vergleichen. Weitere Experimente in Hinblick

¹⁴ J. Barthelmes, C. Eiselt, H. Hein, W. Hofmann, M. Kaiser, E. Keim, F. Obermeier, H. Schnabel, Extension of the data base of fracture mechanical characteristics of irradiated German RPV materials - application of the master curve approach for neutron fluences in the upper bound (CARINA). Final Report, BMW-Forschungsbericht. Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie; 1-226, 2012
<https://www.tib.eu/en/search/id/tema%3ATEMA20130900347/Erweiterung-der-Datenbasis-für-bruchmechanische/>

¹⁵ Schwachstellenbericht Siedewasserreaktoren Baulinie 69 Kurzstudie zu Schwachstellen in den Kernkraftwerken SWR 69 Brunsbüttel, Isar 1, Krümmel und Philippsburg, ISR Boku Wien, ISR Report 2010/2a

¹⁶ L. Mkrtchyan, H. Schau, W. Wolf, W. Holzer, R. Wernicke and R. Trieglaff, Stress analyses for reactor pressure vessels by the example of a product line '69 Boiling Water Reactor, Kerntechnik 76 (2011), 225-230

auf die Hochlage der Zähigkeit, den Flusssdichte-Effekt, sowie den Warm-Prestress-Effekt wären möglich.

- Entsprechende Entnahme von Proben aus kernfernen Ringen, um die Abhängigkeit von der Neutronendosis zu überprüfen. Dabei könnten sich auch Erkenntnisse über thermische Alterung ergeben.
- Untersuchungen zur Art der bestrahlungsinduzierten Defekte (mittels Elektronenmikroskopie, Neutronenbeugung, Röntgenspektroskopie, Massenspektroskopie).
- Untersuchungen des Verlaufs der Spröbruchübergangstemperatur durch die Wanddicke, da Messungen gezeigt haben, dass die Spröbruchübergangstemperatur innerhalb der Wand erheblich höher sein kann (siehe z.B. Messungen von H.-W. Viehrig¹⁷).
- Auch die mögliche Variation der Spröbruchübergangstemperatur in der kernnahen Rundschweißnaht wäre ein lohnendes Forschungsprojekt, da nie geprüft wurde, ob tatsächlich eine gleichmäßige Versprödung existiert.
- Die Entnahme von Proben aus kernnahen RDB-Bereichen von Siedewasserreaktoren könnte die Überprüfung der Annahme einer vernachlässigbaren Versprödung erlauben.
- Proben aus der Übergangsnah zwischen Bodenkalotte und zylindrischem Mantel des RDB könnte Hinweise geben, ob während des Betriebs bleibende Verformungen aufgetreten sind.

2.3 Reaktordruckbehälter-Deckel – Spannungsrisskorrosion

Nach dem Leckage Störfall im KKW Davis-Besse in 2002¹⁸, ausgelöst durch einen einzigen Riss in der Antriebsstutzen-Durchführung im Reaktordruckbehälterdeckel ergaben weltweite Betriebserfahrungen, dass im Stutzenbereich des Deckels interkristalline Spannungsrisskorrosion (IGSCC) auftreten kann¹⁹.

¹⁷ Hans-Werner Viehrig and Jürgen Böhmert, Some issues using the Master Curve concept, https://www.hzdr.de/FWS/publikat/IB99/ib99_13.pdf

¹⁸ The Davis-Besse March 2002 Event, <http://www.nrc.gov/docs/ML0708/ML070860256.pdf>

¹⁹ US NRC Bulletin 2001-01: Circumferential Cracking of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Nozzels. August 3, 2001, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/bulletins/2001/bl01001.html>
US NRC Bulletin 2002-01 Reactor Pressure Vessel Head Degradation and Reactor Coolant Pressure Boundary Integrity, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/bulletins/2002/bl02001.html>

Fazit:

- Proben aus dem Bereich der Stützdurchführungen im RDB-Deckel könnten Aufschluss über die mögliche interkristalline Spannungsrisskorrosion geben.

2.4 Neutronenversprödung und Korrosion der Kerneinbauten

Die Kerneinbauten sind besonders starker Neutronen- (und Gamma-) Bestrahlung ausgesetzt. Auch wenn austenitische Stähle als strahlungsresistenter als ferritische Stähle gelten, ist nicht geklärt, wie stark die Versprödung durch den Betrieb tatsächlich ist.

Seit den 1990er Jahren ist bekannt, dass Ti- und Nb-stabilisierte Werkstoffe im heißen Reaktorwasser Spannungsrisskorrosion aufweisen können;²⁰ dieser Schädigungsmechanismus betrifft sowohl die Kerneinbauten wie auch Rohrleitungen, insbesondere in Siedewasserreaktoren (SWR). Wegen der günstigeren Wasserchemie sollte diese Schädigungsart in Druckwasserreaktoren (DWR) geringer sein.

Fazit:

- Eine Probenentnahme aus den Kerneinbauten könnte zur Klärung der Frage nach der tatsächlichen Versprödung (Änderung der Zähigkeit des Stahls) durch die intensive Bestrahlung während des Reaktorbetriebs beitragen.
- Eine Probenentnahme aus den Kerneinbauten könnte erlauben, die auftretenden Korrosionsmechanismen bei gleichzeitiger intensiver Bestrahlung zu untersuchen.
- Eine Beprobung der Kerneinbauten beim Rückbau von PWR und SWR könnte Aufschluss geben, ob eine Gefährdung der Integrität und Funktionalität dieser Komponenten in den noch in Betrieb befindlichen Anlagen besteht.

2.5 Rohrleitungen – Erosions-Korrosion

Erosionskorrosion verursacht in Rohrleitungen eine Wanddünnung, die zu einem Abriss führen kann, man ging aber davon aus, dass diese Schädigung in austenitischen Rohrleitungen nicht auftreten kann. 1986 gab es im KKW Surry in den USA einen schweren Störfall durch den Abriss einer Speisewasserleitung ohne vorheriges Leck,

²⁰ Wachter, O.; Bruns, J.; Wesseling, U.; Kilian, R., Interkristalline Spannungsrisskorrosion an Nb-stabilisiertem austenitischem Stahl in Kerneinbauten eines Siedewasserreaktors, VGB Kraftwerkstechnik 27/21 (1996) 514-512, https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:27067656

danach wurden die beobachteten Erosion-Korrosionsschäden in allen Kernkraftwerken der USA zusammengestellt²¹.

Zur Sicherheit gegenüber Versagen von Rohrleitungen wird mit dem Leck-vor-Bruch-Kriterium argumentiert, demzufolge Lecks detektiert werden können, bevor es zu einem Störfall-auslösenden Bruch oder Abriss kommt. Allerdings gibt es durchaus Abrisse ohne vorheriges Leck: nach dem Leitungsbruch in Surry 1986 trat auch in Loviisa-1 1990 ein Bruch im Sekundärkreislauf ohne vorheriges Leck infolge Erosionskorrosion auf²² (dabei handelte es sich nach Ahlstrand um ein Rohrleitungsstück aus einem deutschen Stahl). In den Jahren danach wurde von einem weiteren Abriss im Speisewasserleitungssystem berichtet²³. In einer Auswertung von Rohrleitungsschäden an deutschen KKW wurde ebenfalls von Abrissen ohne Leck berichtet, wenn auch nur bei kleinen Nennweiten²⁴. Eine Bestandsaufnahme der Schäden in deutschen KKW führte zu einem umfangreichen Untersuchungs- und Umrüstungsprogramm²⁵.

*„In deutschen Anlagen mit DWR und SWR traten korrosionsgestützte Rissbildungen in den letzten Jahren vorwiegend infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrissskorrosion an verschiedenen, aus austenitischen Chrom-Nickel-Stählen gefertigten Komponenten und Bauteilen auf, die zum Großteil von der Innenseite ausgingen“.*²⁶

²¹ P.C.Wu, Erosion/Corrosion-Induced Pipe Wall Thinning in U.S. Nuclear Power Plants, NUREG—1344 TI89 011833, 1989

²² R. Ahlstrand, O. Hietanen, T. Juntunen, U. McNiven, P. Nurkkala, P. Ramajäki, J. Snellman Identifying life-limiting factors at the Loviisa power plant and management of the ageing PLEX Berlin 1991

²³ R.Korhonen, O.Hietanen, EROSION CORROSION OF PARALLEL FEED WATER DISCHARGE LINES AT THE LOVIISA VVER 440, <http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/Public/28/008/28008731.pdf>

²⁴ K.Bieniussa H.Reck, Rohrleitungsschäden in deutschen Kernkraftwerken, 20. MPA Seminar 1994, Vol.1/7

²⁵U. Ilg, G. König, M. Erve, Das Werkstoffkonzept in deutschen Leichtwasserreaktoren – Beitrag zur Anlagensicherheit, Wirtschaftlichkeit und Schadensvorsorge, atw 53. Jg. (2008) Heft 12, 766-780, <http://de.areva.com/mini-home/liblocal/docs/Fachaufsätze/2008/ILG%20ERVE%20aus%20atw%202008-12-2.pdf>

²⁶ M. Elmas U. Jendrich F. Michel H. Reck R. Wenke, Weiterentwicklung der Anforderungen an die rechtzeitige Erkennung und Beherrschung des korrosionsgestützten Risswachstums an sicherheitstechnisch bedeutsamen druckführenden Komponenten, GRS-A-3673, Juli 2012, <https://www.grs.de/sites/default/files/pdf/grs-a-3673.pdf>

Nach dem Bruch einer Rohrleitung im japanischen KKW Mihama-3 im Jahr 2004 wurde auch von Seiten der IAEA von einem signifikanten Alterungsproblem gesprochen²⁷.

Fazit:

- Eine Probenentnahme aus Rohrleitungen – insbesondere an den bekanntermaßen besonders beanspruchten Stellen – könnte aufzeigen, ob eine Abdünnung der Wand stattgefunden hat und zur weiteren Klärung der Schädigungsmechanismen (Erosion, Spannungsrisskorrosion, usw.) beitragen.

2.6 Dampferzeuger

2.6.1 Dampferzeuger-Rohrboden

Der Dampferzeuger besteht aus ferritischem Stahl, der an der Innenseite mit einer austenitischen Plattierung versehen ist.

Korrosion ist speziell im Rohrbodenbereich und den Abstandshaltern der Rohrbündel zu erwarten, interkristalline Korrosion an den Grenzflächen zwischen Rohrboden bzw. Abstandshalter und Rohren, Korrosionsprodukt-Ablagerungen und Lochfraß am Rohrboden bzw. Abstandshalter.

Fazit:

- Die Untersuchung von Proben aus dem Rohrboden von Dampferzeugern und den Abstandsgittern im Bereich der Heizrohrdurchführungen könnten Aufschluss über das tatsächliche Ausmaß an Korrosion geben und zur Klärung der auftretenden Schädigungsmechanismen beitragen.

2.6.2 Dampferzeuger-Heizrohre

Der Wärmeaustausch zwischen Primär- und Sekundärkreislauf im DWR erfolgt über die Heizrohre. Eine Leckage durch Korrosionsschäden führt zum Übertritt von Primärkühlmittel in den Sekundärkreislauf, einem sicherheitsrelevanten Störfall. Leckagen von Heizrohren wurden zunächst durch Verschließen der Heizrohre (plugging) behoben, letztendlich wurde bei zunehmenden Leckagen der Austausch des Dampferzeugers notwendig. Die Verwendung des Werkstoffs Inconel 600 für Heizrohre in Dampferzeugern hatte bis zum Jahr 2000 weltweit zum Austausch von 156 Dampferzeugern geführt.²⁸ In Deutschland wurde von Siemens-KWU/AREVA der

²⁷ Material Degradation and Related Managerial Issues at Nuclear Power Plants Proceedings of a Technical Meeting Vienna, 15–18 February 2005, http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1260_web.pdf

²⁸ M.Erve, Lebensdauermanagement und Lebensdauererlängerung von Kernkraftwerken, AKE Herbstsitzung, 2004 http://www.fze.uni-saarland.de/AKE_Archiv/AKE2004H/AKE2004H_Vortraege/AKE2004H_02Erve_KKW-LebensdauerVerlaengerung.pdf

Werkstoff Alloy 800 für die Heizrohre verwendet, von dem man annahm, dass keine Spannungsrisskorrosion auftreten würde.

Im Juli 2010 stellt die RSK fest: *„Die Schädigung durch interkristalline Spannungsrisskorrosion (IkSpRK) von DE-Heizrohren aus dem Werkstoff Alloy 800, wie er in allen deutschen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor(DWR)-Anlagen eingesetzt ist, im Bereich der Einwalzungen und der Abstandsgitter, stellt einen neuen bisher nicht angenommenen Schädigungsmechanismus dar. Die erforderliche rechtzeitige Erkennung (vor der Leckage des DE-Heizrohres) dieses Schadens ist mit den bisher eingesetzten Methoden der zerstörungsfreien Prüfung (zfp) nicht in ausreichendem Maße gewährleistet.“*²⁹

Vom BUMB³⁰ wird 2016 in Zusammenhang mit der Diskussion über die Möglichkeit von Rekritikalitätsstörfällen als Folge von Heizrohrschäden festgestellt:

„Unabhängig vom für die Heizrohre verwendeten Werkstoff sind Wanddickenschwächungen infolge Fretting (Reibverschleiß) bzw. Wastage (korrosiver Flächenabtrag) bekannt. Außerdem kam es zu Denting (Einbeulen) sowie Rissbildungen durch Ermüdung aufgrund von strömungsinduzierten Schwingungen und Zwängungen.“

Fazit:

- Probenentnahmen aus den Heizrohren, insbesondere im Bereich der Krümmungen und den Bereichen an den Abstandsgittern, könnten zur Klärung der tatsächlich auftretenden Wanddickenschwächungen und dem Ausmaß an Spannungsrisskorrosion in dem Werkstoff Alloy 800 geben (Anmerkung: im KKW Stade wurde nach Aussage des BMUB für die Heizrohre Alloy 800 verwendet).
- Untersuchungen von Heizrohrproben könnten zur weiteren Klärung der Schädigungsmechanismen beitragen.

²⁹ Schäden an Dampferzeuger(DE)-Heizrohren durch Spannungsrisskorrosion – Ursache und Nachweis, Anlage zum Ergebnisprotokoll der 428. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission am 15.07.2010, <http://www.rskonline.de/sites/default/files/reports/epanlage1rsk428hp.pdf>

³⁰ Mögliche Störfallszenarien in Druckwasserreaktoren infolge eines DampferzeugerHeizrohrlecks, Deutscher Bundestag Drucksache 18/8979, 27.06.2016, <http://dipbt.bundestag.de/dip21/btd/18/089/1808979.pdf>

3. Zusammenstellung der offenen Fragestellungen zur Materialalterung - Vorschläge zur Beprobung von Reaktorkomponenten beim Rückbau

Im Folgenden werden die oben angesprochenen, nicht geklärten Fragestellungen und Vorschläge zur Probenentnahme beim Rückbau nach Reaktorkomponenten zusammengestellt.

3.1 Reaktordruckbehälter

- Ultraschall-Tests im Grundwerkstoffbereich der kernnahen Reaktordruckbehälterringe, ob Fehlstellen wie in Doel 3/Tihange 2 oder Beznau vorhanden sind, Probenentnahme zur Feststellung der Fehlstellennatur, falls solche gefunden werden.
- Ultraschalltests von Reaktordruckbehälter-Deckel und Kalotte in Hinblick auf Kohlenstoffverunreinigungen, gegebenenfalls Entnahme von Proben, falls Fehlstellenbereiche gefunden wurden, zur Feststellung Art der Fehlstellen und der mechanischen Eigenschaften des defektbehafteten Stahls.
- Entnahme von Proben aus dem Grundwerkstoff, dem Schweißgut und der Wärmeeinflusszone, um die Sprödbruchübergangstemperatur und die Zähigkeit (Charpy-Tests und Bruchzähigkeitsmessungen) zu bestimmen und mit den Annahmen aus den Trendkurven zu vergleichen. Weitere Experimente in Hinblick auf die Hochlage der Zähigkeit, den Flussdichte-Effekt, sowie den Warm-Prestress-Effekt wären möglich.
- Entsprechende Entnahme von Proben aus kernfernen Ringen, um die Abhängigkeit von der Neutronendosis zu überprüfen. Dabei könnten sich auch Erkenntnisse über thermische Alterung ergeben.
- Untersuchungen zur Art der bestrahlungsinduzierten Defekte (mittels Elektronenmikroskopie, Neutronenbeugung, Röntgenspektroskopie, Massenspektroskopie).
- Untersuchungen des Verlaufs der Sprödbruchübergangstemperatur durch die Wanddicke, da Messungen gezeigt haben, dass die Sprödbruchübergangstemperatur innerhalb der Wand erheblich höher sein kann (siehe z.B. Messungen von H.-W. Viehrig³¹).

³¹ Hans-Werner Viehrig and Jürgen Böhmert, Some issues using the Master Curve concept, https://www.hzdr.de/FWS/publikat/JB99/jb99_13.pdf

- Auch die mögliche Variation der Spröbruchübergangstemperatur in der kernnahen Rundschweißnaht wäre ein lohnendes Forschungsprojekt, da nie geprüft wurde, ob tatsächlich eine gleichmäßige Versprödung existiert.
- Die Entnahme von Proben aus kernnahen RDB-Bereichen von Siedewasserreaktoren könnte die Überprüfung der Annahme einer vernachlässigbaren Versprödung erlauben.
- Proben aus der Übergangsnah zwischen Bodenklotte und zylindrischem Mantel des RDB könnte Hinweise geben, ob während des Betriebs bleibende Verformungen aufgetreten sind.
- Proben aus dem Bereich der Stützdurchführungen im RDB-Deckel könnten Aufschluss über mögliche interkristalline Spannungsrissskorrosion geben.

3.2 Kerneinbauten

- Eine Probenentnahme aus den Kerneinbauten könnte die Frage nach der tatsächlichen Versprödung (Änderung der Zähigkeit des Stahls) durch die intensive Bestrahlung während des Reaktorbetriebs klären.
- Eine Probenentnahme aus den Kerneinbauten könnte beitragen, die auftretenden Korrosionsmechanismen bei gleichzeitiger intensiver Bestrahlung zu untersuchen.
- Eine Beprobung der Kerneinbauten beim Rückbau von DWR und SWR könnte Aufschluss geben, ob eine Gefährdung der Integrität und Funktionalität dieser Komponenten in den noch in Betrieb befindlichen Anlagen besteht.

3.3 Rohrleitungen

- Eine Probenentnahme aus Rohrleitungen – insbesondere an den bekanntermaßen besonders beanspruchten Stellen – könnte aufzeigen, ob eine Abdünnung der Wand stattgefunden hat und zur weiteren Klärung der Schädigungsmechanismen (Erosion, Spannungsrissskorrosion, usw.) beitragen.

3.4 Dampferzeuger

- Ultraschalltests an den Dampferzeugern in Hinblick auf Verunreinigungsbereichen entsprechend den französischen Befunden, gegebenenfalls Probenentnahme zur Feststellung der mechanischen Eigenschaften und der Natur der Fehlstellen.
- Die Untersuchung von Proben aus dem Rohrboden von Dampferzeugern und den Abstandsgittern im Bereich der Heizrohrdurchführungen könnten Aufschluss über das tatsächliche Ausmaß an Korrosion geben und zur Klärung der auftretenden Schädigungsmechanismen beitragen.

- Probenentnahmen aus den Heizrohren, insbesondere im Bereich der Krümmungen und den Bereichen an den Abstandsgittern, könnten zur Klärung der tatsächlich auftretenden Wanddickenschwächungen und dem Ausmaß an Spannungsrisskorrosion in dem Werkstoff Alloy 800 geben (Anmerkung: im KKW Stade wurde nach Aussage des BMUB für die Heizrohre Alloy 800 verwendet).
- Untersuchungen von Heizrohrproben könnten zur weiteren Klärung der Schädigungsmechanismen beitragen.

Abkürzungen

BMUB	Bundesumweltministerium
DWR	Druckwasserreaktor
FANC	Federal Agency for Nuclear Control
IAEA	International Atomic Energy Agency
KKB	Kernkraftwerk Beznau
KKW	Kernkraftwerk
NPP	nuclear power plant
RDB	Reaktordruckbehälter
RT _{NDT}	Reference temperature for nil ductility
SWR	Siedewasserreaktor
WENRA	Western European Regulators Association