



RESSORTFORSCHUNGSBERICHTE ZUR  
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

# Zentrale Untersuchungen und Auswertung zu aktuellen Fragestellungen im Hinblick auf druckführende Anlagenteile von Kernkraftwerken im Leistungsbetrieb

Los 2:  
Forschungsnähere Themen –  
Schlussbericht

Vorhaben 4717Ro1371

AUFTRAGNEHMER:IN  
TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG

Dr. Daniel Bour  
Andreas Köstler  
Ralf Trieglaff



# **Zentrale Untersuchungen und Auswertung zu aktuellen Fragestellungen im Hinblick auf druckführende Anlagenteile von Kernkraftwerken im Leistungsbetrieb**

## **Los 2: Forschungsnähere Themen – Schlussbericht**

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung im Rahmen der Ressortforschung des BMU (ReFoPlan) in Auftrag gegebenen Untersuchungsvorhabens. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autor:innen. Das BASE übernimmt keine Gewähr für die Richtigkeit, die Genauigkeit und Vollständigkeit der Angaben sowie die Beachtung privater Rechte Dritter. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung ganz oder teilweise vervielfältigt werden.

*Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der Auftragnehmer:innen wieder und muss nicht mit der des BASE übereinstimmen.*

**BASE-RESFOR-013/21**

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:  
urn:nbn:de:0221-2021090628456

Berlin, August 2021

### **Impressum**

**Bundesamt  
für die Sicherheit  
der nuklearen Entsorgung  
(BASE)**

RESSORTFORSCHUNGSBERICHTE ZUR  
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

**Auftragnehmer:in**  
TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG

Dr. Daniel Bour  
Andreas Köstler  
Ralf Trieglaff

030 184321-0  
[www.base.bund.de](http://www.base.bund.de)

Stand: August 2021

## **Schlussbericht**

an das

**Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU)**

**„Zentrale Untersuchungen und Auswertung zu aktuellen Fragestellungen im Hinblick auf druckführende Anlagenteile von Kernkraftwerken im Leistungsbetrieb“ - Los 2: Forschungsnähere Themen**

**FKZ: 4717R01371**

**27.08.2020**

**Dr. Daniel Bour  
Andreas Köstler  
Ralf Trieglaff**

*Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung der Auftraggeberin übereinstimmen.*

TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG  
Große Bahnstraße 31  
22525 Hamburg  
Deutschland

Telefon: +49 40 8557-2298  
Telefax: +49 40 8557-2429

<b>0</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>4</b>
<b>1</b>	<b>AP 1: Materialanforderungen an Brennelemente .....</b>	<b>4</b>
1.1	Aufgabenstellung .....	4
1.2	Voraussetzung, unter denen das FE-Vorhaben durchgeführt wurde .....	5
1.3	Planung und Ablauf des Vorhabens .....	5
1.4	Wissenschaftlicher und technischer Stand, an dem angeknüpft wurde .....	7
1.5	Zusammenarbeit mit anderen Stellen .....	10
1.6	Darstellung der erzielten Ergebnisse .....	10
1.6.1	Aufarbeitung des aktuellen nationalen und internationalen Kenntnisstandes (Literaturauswertung) bezüglich der Materialanforderungen und -kennwerte für Brennelemente.....	10
1.6.2	Zusammenstellung und Auswertung aktueller Forschungsaktivitäten zu den Ursachen von Schäden und Verformungen (z. B. Verbiegungen, Verdrehungen) an Brennelementen und deren Auswirkungen auf das strukturdynamische Verhalten unter Betriebs- und Störfallbedingungen (Kühlmittelverlust und Erdbeben).....	10
1.6.3	Bewertung der derzeit an die Materialkennwerte gestellten Anforderungen vor dem Hintergrund aktueller Forschungsergebnisse und unter Berücksichtigung der genannten Schäden und Verformungen der Brennelemente .....	13
1.6.3.1	Brennelementverformung .....	13
1.6.3.2	Erhöhte Korrosion.....	15
1.6.3.3	Brüche an Brennelement-Niederhaltefedern .....	15
1.6.3.4	ATF-Brennelemente .....	16
1.6.4	Zusammenfassende Bewertung im Hinblick auf die deutschen Kernkraftwerke und Berichterstattung.....	16
1.7	Schlussbetrachtungen zu dem Forschungsvorhaben .....	18
<b>2</b>	<b>AP 2: Beschreibung der Anforderungen an zusätzliche Nachweise nach Reparaturen von Rohrleitungen.....</b>	<b>18</b>
2.1	Aufgabenstellung .....	18
2.2	Voraussetzung, unter denen das FE-Vorhaben durchgeführt wurde .....	19
2.3	Planung und Ablauf des Vorhabens .....	19
2.4	Wissenschaftlicher und technischer Stand, an dem angeknüpft wurde ....	20
2.5	Zusammenarbeit mit anderen Stellen .....	23
2.6	Darstellung der erzielten Ergebnisse .....	24

2.6.1	Aufarbeitung des aktuellen nationalen Kenntnisstandes anhand von Herstellerspezifikationen und kerntechnischem Regelwerk bezüglich für ohne Druckprüfung eingesetzte oder veränderte Bauteile .....	24
2.6.2	Darstellung konkreter, für ohne Druckprüfung in deutschen KKW eingesetzte oder veränderte Bauteile umgesetzter Vorgehensweisen zum Nachweis der Integrität .....	25
2.6.3	Darstellung der Auswirkung einer Wasserdruckprüfung auf eine geschweißte Rohrleitungskomponente im Hinblick auf deren Betriebsverhalten und Vergleich mit einer entsprechenden Komponente ohne Wasserdruckprüfung.....	26
2.6.4	Zusammenfassende Bewertung im Hinblick auf die deutschen Kernkraftwerke.....	27
2.7	Schlussbetrachtungen zu dem Forschungsvorhaben .....	28
<b>3</b>	<b>AP 3: Kenntnisstand und Ermittlung von realistischen <math>K_e</math> – Faktoren.....</b>	<b>28</b>
3.1	Aufgabenstellung .....	28
3.2	Voraussetzung, unter denen das FE-Vorhaben durchgeführt wurde .....	30
3.3	Planung und Ablauf des Vorhabens .....	30
3.4	Wissenschaftlicher und technischer Stand, an dem angeknüpft wurde ....	31
3.5	Zusammenarbeit mit anderen Stellen .....	33
3.6	Darstellung der erzielten Ergebnisse .....	33
3.6.1	Auswertung der Literatur .....	33
3.6.2	Beispielrechnungen .....	37
3.6.3	Bewertung hinsichtlich des KTA-Regelwerks.....	37
3.6.3.1	Konservativität des Verfahrens.....	37
3.6.3.2	Berücksichtigung von Kerben .....	38
3.6.3.3	Spitzenspannungsschwingbreite $S_p$ als Basis des $K_e$ - Faktors.....	39
3.6.3.4	Überlagerung von thermischen und mechanischen Spannungen.....	40
3.6.3.5	Elastisch-plastische Berechnungen .....	40
3.6.3.6	Bewertung der vorgestellten Verfahren .....	41
3.6.3.7	Fazit.....	42
3.7	Schlussbetrachtungen zu dem Forschungsvorhaben .....	42
<b>4</b>	<b>Unterlagen .....</b>	<b>43</b>

## 0 Einleitung

Mit dem Vertrag vom 16.08.2018 unter dem Aktenzeichen 4717R01371 hat das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit die TÜV Nord EnSys GmbH & Co. KG mit der Umsetzung des Forschungsvorhabens des nachfolgend genannten Themas beauftragt:

*„Zentrale Untersuchungen und Auswertung zu aktuellen Fragestellungen im Hinblick auf druckführende Anlagenteile von Kernkraftwerken im Leistungsbetrieb – Los 2: Forschungsnähere Themen“.*

Ziel dieses Vorhabens ist, den aktuellen Kenntnisstand zu ausgewählten Themenbereichen für Kernkraftwerkskomponenten (Brennelemente, Rohrleitungen nach Reparatur) aufzuarbeiten und nach Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) zu bewerten sowie Arbeiten zur Verwendung von  $K_e$  – Faktoren im Rahmen der Nachweisführung bei Ermüdungsanalysen durchzuführen. Dabei gliedert sich das Vorhaben in folgende drei Arbeitspakete (AP):

- AP 1: Materialanforderungen an Brennelemente
- AP 2: Beschreibung der Anforderungen an zusätzliche Nachweise nach Reparaturen von Rohrleitungen
- AP 3: Kenntnisstand und Ermittlung von realistischen  $K_e$  - Faktoren

Der vorliegende Schlussbericht beinhaltet eine Übersichtsdarstellung der durchgeführten Untersuchungen und ihrer Ergebnisse für alle drei Arbeitspakete. Zusätzliche Informationen sind in den einzelnen Forschungsberichten zu jedem Arbeitspaket zu finden.

Im Folgenden werden die drei Arbeitspakete getrennt dargestellt.

## 1 AP 1: Materialanforderungen an Brennelemente

### 1.1 Aufgabenstellung

Den Hintergrund für das **Arbeitspaket AP 1** bilden entsprechend der Ausschreibung für das Forschungsvorhaben die folgenden Überlegungen:

Die Beschaffenheit von Brennelementen (BE) ist von hoher sicherheitstechnischer Bedeutung. Die BE werden von den Herstellern ständig weiterentwickelt, um aufgetretenen Schäden und Verformungen entgegenzuwirken sowie die Sicherheit zu verbessern. Die nationalen und internationalen Entwicklungen auf diesem Gebiet sind in Hinblick auf die Materialanforderungen und -kennwerte für BE zu untersuchen.

Das **Arbeitspaket AP 1** enthält auftragsgemäß folgenden Untersuchungsumfang:

1. Aufarbeitung des aktuellen nationalen und internationalen Kenntnisstandes (Literaturauswertung) bezüglich der Materialanforderungen und der –kennwerte für Brennelemente,

2. Zusammenstellung und Auswertung aktueller Forschungsaktivitäten zu den Ursachen von Schäden und Verformungen (z. B. Verbiegungen, Verdrehungen) an Brennelementen und deren Auswirkungen auf das strukturelle Verhalten unter Betriebs- und Störfallbedingungen (Kühlmittelverlust und Erdbeben)
3. Bewertung der derzeit an die Materialkennwerte gestellten Anforderungen vor dem Hintergrund aktueller Forschungsergebnisse und unter Berücksichtigung der genannten Schäden und Verformungen der Brennelemente
4. Zusammenfassende Bewertung im Hinblick auf die deutschen Kernkraftwerke und Berichterstattung.

## **1.2 Voraussetzung, unter denen das FE-Vorhaben durchgeführt wurde**

Die wesentlichen Voraussetzungen, unter denen das durchgeführte Forschungsvorhaben realisiert wurde, gliedern sich in die personellen und materiellen Voraussetzungen, die im Nachfolgenden kurz aufgeführt sind.

### a) Personelle Voraussetzungen

Arbeitsgruppe der beteiligten Sachverständigen

- Bour, Daniel
- Fischer, Frank Dr.
- Pattberg, Jörg
- Spykman, Gerold

### b) Materielle Voraussetzungen

EDV-Hard- und Software:

- MS-Office

## **1.3 Planung und Ablauf des Vorhabens**

Die Laufzeit des AP1 des Forschungsvorhabens startete am 01.10.2018 und endete am 30.06.2020. Das erste Projektgespräch mit Vertretern des BMU und des BASE fand am 13.11.2018 statt. Die Präsentation der Zwischenergebnisse und Abstimmung des weiteren Vorgehens erfolgte mit dem zweiten Projektgespräch am 06.09.2019. Das Schlussgespräch fand am 27.08.2020 statt.

Das Projekt AP1 untersucht die Entwicklung der Materialanforderungen an Brennelemente (BE).

Um eine Zuordnung und eine Einschätzung der Anforderungen an Brennelemente zu erleichtern, erfolgt zunächst eine kurze Beschreibung eines Brennelements für einen KWU-Druckwasserreaktor (DWR) und einen Siedewasserreaktor (SWR).

Danach erfolgt eine Aufarbeitung des nationalen und internationalen Kenntnisstands. Der derzeitige Kenntnisstand spiegelt sich in den Anforderungen an die Brennelemente in den jeweiligen nationalen und internationalen Regelwerken wider.

Aufgrund von Schutzziele werden Auslegungskriterien und somit Anforderungen an das Material hergeleitet. Diese Auslegungskriterien führen für unterschiedliche, unterstellte Szenarien, wie z. B. den bestimmungsgemäßen Betrieb, zu Anforderungen an das Verhalten der eingesetzten Materialien.

Diese Anforderungen an die Materialien werden durch einen Bereich beschrieben, innerhalb dessen ein Betrieb der Anlage zulässig ist. Dieser zulässige Bereich ist den jeweiligen Versagens- oder Schadensgrenzen vorgelagert /U 4/, /U 5/, /U 6/.

Das Brennelement besteht aus unterschiedlichen Komponenten. Für die Ausführung der Komponenten werden unterschiedlichen Materialien eingesetzt.

Bei den in einer Anlage eingesetzten Brennelementen können sich Design-Unterschiede durch unterschiedliche Ausführungen von Brennelementen verschiedener Hersteller (z. B. Ausführung der Abstandhalter, Verbindungen, usw.) ergeben. Die Brennelemente müssen aber in einer Anlage untereinander kompatibel sein /U 6/, /U 7/. Je nach Brennelement-Design kommen unterschiedliche Materialien zum Einsatz (Zirkon-Niob-Legierungen M5<sup>®</sup>, Zirlo<sup>™</sup> usw.). Die konkrete Ausführung eines Designs eines Brennelements kann unter das Geschäftsgeheimnis des Herstellers fallen. Für viele in der Konstruktion benutzte Materialien gibt es Patente (z.B. M5<sup>®</sup>, Opt. Zirlo<sup>™</sup>, Q12<sup>™</sup> usw.) oder sie fallen unter das Geschäftsgeheimnis.

Im Folgenden werden aktuelle Forschungsergebnisse zu Ursachen von Schäden an Brennelementen und ihre Auswirkungen betrachtet. Dabei wurden Forschungsschwerpunkte ausgewählt, deren Ergebnisse in nächster Zeit zu Änderungen in den Anforderungen an Materialien der Brennelemente führen können. Das Auftreten von unzulässigen Verformungen von Brennelementen in deutschen Kernkraftwerken hat zu einer Reihe von Betrachtungen über deren Ursachen und Auswirkungen geführt. Das Phänomen von hohen Oxidschichtdicken im oberen Bereich von M5<sup>®</sup> Brennstäben rief Untersuchungen unterschiedlicher Institutionen, u. a. der GRS, hervor. Brüche von Niederhaltefedern an Brennelementen haben auch zu Untersuchungen geführt. Der Unfall von Fukushima hat ein internationales Entwicklungsprogramm (ATF) hervorgerufen, das das Verhalten der Brennstäbe bei einem Störfall verbessern soll. Konkretes Ziel ist, dass die Wasserstofffreisetzung infolge von Kernschäden minimiert und Brennstabschäden verringert werden. Diese Forschungen können nicht nur zu einem verbesserten Verhalten im Störfall, sondern auch zu einem verbesserten Verhalten im bestimmungsgemäßen Betrieb führen.

Im Anschluss erfolgt eine Bewertung der Materialanforderungen hinsichtlich der Forschungsergebnisse. Es wird dabei betrachtet, in wieweit die Untersuchungen bzgl. der Verformungen zu Erweiterungen oder Präzisierungen von Materialanforderungen führen. Die Auswirkungen der Forschungen zu ATF-Brennelementen werden auch hinsichtlich von Ereignissen mit erhöhter Korrosion an Brennstäben /U 12/ bewertet.

Zum Abschluss erfolgt eine zusammenfassende Bewertung der Auswirkungen der Forschungsergebnisse im Hinblick auf deutsche Kernkraftwerke im Leistungsbetrieb.

#### 1.4 Wissenschaftlicher und technischer Stand, an dem angeknüpft wurde

Ziel des Forschungsvorhabens war es, die nationalen und internationalen Entwicklungen auf diesem Gebiet in Hinblick auf die Materialanforderungen und -kennwerte für BE zu untersuchen, somit den wissenschaftlichen und technischen Stand darzustellen. Dieses ist ausführlich in dem TÜV Nord Forschungsbericht FKZ:4717R01371, AP 1: „Materialanforderungen an Brennelemente“ vom 27.07.2020 erfolgt. Die verwendete Fachliteratur ist in diesem Bericht /U 1/ ebenfalls angegeben. Die im Folgenden aufgeführten Unterlagen sind nur für das Verständnis der Ergebnisdarstellung aufgelistet:

- /U 4/ Nuclear Fuel Safety Criteria, Technical Review  
Second Edition  
OECD 2012, NEA No. 7072  
Second Edition NEA No. 7072, 2012
- /U 5/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Bekanntmachung der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke  
BAnz AT 30.03.2015 B2, Stand vom 30.03.2015
- /U 6/ KTA 3101.3  
Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren  
Teil 3: Mechanische und thermische Auslegung  
Fassung vom März 2017, BAnz AT 10.03.2017
- /U 7/ Safety of Nuclear Power Plants: Design  
Specific Safety Requirements  
No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Wien 2016
- /U 8/ Standard Review Plan  
U.S. Nuclear Regulatory Commission  
NUREG-0800 Chapter 4.2 Fuel System Design Rev. 3 March 2007
- /U 9/ American Nuclear Society  
Light Water Reactors Fuel Assembly Mechanical Design and Evaluation  
ANSI/ANS-57.5-1996 Reaffirmed 28.02.2006
- /U 10/ RSK  
Verformungen von Brennelementen in deutschen Druckwasserreaktoren  
RSK-Stellungnahme  
474. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 18.03.2015
- /U 11/ A. Wanninger et al  
Mechanical analysis of the bow deformation of a row of fuel assemblies in  
a PWR core  
Nuclear Engineering and Technology 50 (2018) 297-305

- /U 12/ RSK  
Erhöhte Oxidschichtdicken im oberen Bereich von Brennstäben mit M5-Hüllrohren  
RSK-Empfehlung, 514. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 12.02.2020
- /U 13/ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit  
Kurzbeschreibung und Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland im Zeitraum Februar 2017  
Abteilung kerntechnische Sicherheit und atomrechtliche Aufsicht in der Entsorgung  
Störfallmeldestelle ; Stand 10.04.2018
- /U 14/ IAEA  
Accident Tolerant Fuel Concepts for Light Water Reactors  
Proceedings of a Technical Meeting held at Oak Ridge National Laboratories  
United States of America 13-16 October 2014  
IAEA-TECdoc-1797 June 2016
- /U 15/ H. Kim et al  
Overview of accident tolerant fuel development for LWRS  
Top Fuel 2018 30.09-04.10.2018, Prag; A0036
- /U 16/ A.G. Sowder  
Challenges and Opportunities for Commercialization of enhanced Accident Tolerant Fuel for Light Water Reactors: A Utility-informed Perspective  
Proceedings of a Technical Meeting held at Oak Ridge National Laboratories  
United States of America 13-16 October 2014  
IAEA-TECdoc-1797 June 2016
- /U 17/ K. Terrani  
Accident Tolerant Fuel Cladding Development: Promise, Status and Challenges  
Journal of Nuclear Materials 501, 2018, 13 -30
- /U 18/ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit  
Kurzbeschreibung und Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland im Zeitraum Oktober 2017  
Abteilung kerntechnische Sicherheit und atomrechtliche Aufsicht in der Entsorgung  
Störfallmeldestelle Stand: 10.01.2020

- /U 19/ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit  
Kurzbeschreibung und Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland im Zeitraum Juni 2017  
Abteilung kerntechnische Sicherheit und atomrechtliche Aufsicht in der Entsorgung  
Störfallmeldestelle Stand: 15.11.2019
- /U 20/ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit  
Kurzbeschreibung und Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland im Zeitraum Oktober 2017  
Abteilung kerntechnische Sicherheit und atomrechtliche Aufsicht in der Entsorgung  
Störfallmeldestelle Stand: 10.01.2020
- /U 21/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH  
Untersuchungen zur Zuverlässigkeit von Brennelementen und mechanischen Einrichtungen in Kernkraftwerken  
GRS-442, Oktober 2016
- /U 22/ Jacqueline N. et al  
Hold down spring failure analysis  
17. International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, August 9-12, 2015; Ottawa, Kanada
- /U 23/ Keith J. et al  
Characterization of Materials Properties and Crack Propagation Mechanisms in Damaged Alloy 718 Leaf Springs Following Commercial Reactor Exposure  
17. International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, August 9-12, 2015; Ottawa, Kanada
- /U 24/ NEA  
State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels  
Report 7317  
OECD 2018
- /U 25/ RSK  
Schäden an BE-Zentrierstiften und Kernbauteilen  
RSK-Stellungnahme  
484. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 18.05.2016

## **1.5 Zusammenarbeit mit anderen Stellen**

Eine Zusammenarbeit mit anderen Stellen fand nicht statt.

## **1.6 Darstellung der erzielten Ergebnisse**

### **1.6.1 Aufarbeitung des aktuellen nationalen und internationalen Kenntnisstandes (Literaturlauswertung) bezüglich der Materialanforderungen und -kennwerte für Brennelemente**

Die Anforderungen an Brennelemente hinsichtlich ihrer mechanischen und thermischen Auslegung und damit an die eingesetzten Materialien werden in Deutschland durch die KTA 3101.3 /U 6/ festgelegt. Grundlage der KTA 3101.3 sind die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf) /U 5/. In den SiAnf werden die grundlegenden Anforderungen für den Betrieb der Kernkraftwerke gestellt. Dort werden unter anderem unterschiedliche Sicherheitsebenen für den Betrieb und Ereignisse sowie die dazugehörigen Anforderungen definiert.

Im Vergleich mit ausländischen Regelwerken kommen wir zu dem Ergebnis, dass in den unterschiedlichen Regelwerken die gleichen Effekte betrachtet und vergleichbare Anforderungen an die Materialien gestellt werden wie in der KTA 3101.3, wenn auch in unterschiedlichem Detaillierungsgrad.

### **1.6.2 Zusammenstellung und Auswertung aktueller Forschungsaktivitäten zu den Ursachen von Schäden und Verformungen (z. B. Verbiegungen, Verdrehungen) an Brennelementen und deren Auswirkungen auf das strukturelle Verhalten unter Betriebs- und Störfallbedingungen (Kühlmittelverlust und Erdbeben)**

Eine Vielzahl von Forschungsaktivitäten im Bereich der Kernenergie befasst sich mit der Auslegung von neuen Kraftwerken. Wir haben uns auf Aktivitäten konzentriert, die sich entweder direkt mit Themen von deutschen KWU-Druckwasserreaktoren befassen oder – im Hinblick auf die Kernkraftwerke im deutschen Umfeld – deren Ergebnisse bei längeren Laufzeiten der Anlagen zur Anwendung kommen können.

Themenbereiche, die für deutsche KWU-Druckwasserreaktoren im Hinblick auf Anforderungen an die in den Brennelementen eingesetzten Materialien relevant sind, resultieren maßgeblich aus Verformungen, Befunden oder Schäden, die in den letzten Jahren aufgetreten sind. Diesbezüglich sind zu nennen:

- Im Rahmen des Auftretens von Verformungen der Brennelemente in KWU-Druckwasserreaktoranlagen /U 10/ hat es eine Reihe von Untersuchungen bezüglich der Ursachen und Auswirkungen gegeben.

Im Zusammenhang mit den aufgetretenen Verformungen der Brennelemente kam es auch zu Schäden an der Brennelementstruktur, insbesondere an den Abstandhalterecken, sowie in einzelnen Fällen an den Brennstäben.

- Des Weiteren traten teilweise unzulässig hohe Oxidschichtdicken im Bereich des oberen Brennstabendes an Brennstäben mit M5<sup>®</sup>-Hüllrohren auf.

- Es traten an Brennelementen unterschiedlicher Hersteller in einigen Anlagen Brüche von Niederhaltefedern auf.

Des Weiteren sind nach dem Unfall in Fukushima Programme initiiert worden, die nach Möglichkeiten suchen, das Brennelementverhalten im Störfall zu optimieren. Ziel bei diesen Forschungsprogrammen ist es, die Materialien für das Hüllrohr und den Brennstoff so zu verbessern, dass die Schäden im Störfall minimiert werden.

In Forschungsbericht /U 1/ werden dabei die Brennelementverformungen genauer betrachtet. Es erfolgt eine Beschreibung von Brennelementverformungen, die größer waren als in der Auslegung betrachtet, es werden Gründe für solche Verformungen genannt sowie deren direkte Auswirkungen auf die Integrität von Brennelementen, den Steuerelementeinfall und die Handhabung beschrieben.

Des Weiteren werden die in den Kernkraftwerken durchgeführten Maßnahmen gegen erhöhte laterale Verformungen der Brennelemente dargestellt, die sich in zwei Kategorien einteilen lassen:

- Operative Maßnahmen
- Konstruktive Maßnahmen (Änderungen)

Die Empfehlungen der RSK /U 10/ zu diesem Themengebiet werden ebenfalls diskutiert.

Ein weiteres Themengebiet ist, dass im Jahr 2017 in einer Anlage eine unzulässig hohe Oxidschichtdicke an Brennstabhüllrohren aus dem Material M5<sup>®</sup> im Bereich des Übergangs der aktiven Brennstoffsäule zu dem oberen Brennstabplenum festgestellt wurde /U 12/, /U 13/, (ME 17/02). Brennstabdefekte sind hierdurch nicht aufgetreten. Auch in mehreren anderen DWR-Anlagen wurde deutlich erhöhte Oxidschichtdicken festgestellt, wobei die spezifizierten Werte eingehalten wurden.

Die vorrangige sicherheitstechnische Bedeutung der erhöhten Korrosion an M5<sup>®</sup>-Hüllrohren im oberen Brennstabbereich liegt darin, dass ein Korrosionsmechanismus wirkt, dessen Ursache nicht bekannt ist und der nicht rechnerisch prognostiziert werden kann.

Für den oberen Bereich der Brennstäbe ist es nicht möglich, mit den bisherigen Verfahren die umfangsgemittelte Oxidschichtdicke zu prognostizieren. Ein uneingeschränkter Einsatz von M5<sup>®</sup>-Brennelementen in deutschen DWR-Anlagen ist damit entsprechend der RSK-Empfehlung /U 12/ aus dem Jahr 2020 nicht möglich.

Die RSK hat in /U 12/ vier Empfehlungen formuliert, welche die eindeutige und verbindliche Regelung der Eingreifwerte (Action Levels) zur Einhaltung der spezifizierten wasserchemischen Bedingungen für den Betrieb der Anlage in den Betriebsregelungen, die visuelle Inspektion von M5<sup>®</sup>-Brennelementen und ggf. Messungen der Oxidschichtdicke an M5<sup>®</sup>-Brennstäben vor ihrem Wiedereinsatz sowie die ersatzweise Verwendung von Datenmaterial aus vorausgegangenen Zyklen zur Prognose des Oxidschichtdickenwachstums betroffener Brennelemente für einen Folgezyklus und die weitere Ursachenklärung umfassen.

Desweiteren wurden in den Jahren 2012 und 2017 in mehreren deutschen Anlagen gebrochene Niederhaltefedern (zylindrische Druckfedern) an einer größeren Anzahl von Brennelementen festgestellt /U 13/, /U 14/, /U 15/, /U 16/, /U 19/. Betroffen hiervon waren im Jahr 2012 Brennelemente des Herstellers AREVA mit Stahl-Führungsrohren sowie im Jahr 2017 Brennelemente einzelner Nachlieferungen des Herstellers Westinghouse. Die betroffenen Niederhaltefedern wurden aus dem Werkstoff Alloy X-750 gefertigt.

Als Schadensursache für die 2012 festgestellten Brüche wurde Spannungsrisskorrosion (SpRK) infolge fertigungsbedingter Ungängen und zu hoher Spannungsausnutzung erkannt /U 12/, /U 19/. Als Maßnahme wurden die Niederhaltefedern der Brennelemente mit Stahl-Führungsrohren gegen neue ausgetauscht. Die Ausführung der neuen Niederhaltefedern wurde zur Reduzierung des Spannungsniveaus konstruktiv geändert, ergänzende und modifizierte Anforderungen an ihre Herstellung festgelegt und die neuen Federn aus einem anderem Werkstoff Alloy 718 gefertigt.

Schäden an Niederhaltefedern aus Alloy 718 sind auch in mehreren amerikanischen DWR-Anlagen festgestellt worden /U 17/, /U 18/. Allerdings handelte es sich dort um kreuzweise angeordnete Blattfedern, die aus Flacherzeugnissen hergestellt sind. Insofern liegen andere Verhältnisse vor als bei den in deutschen Anlagen eingesetzten Spiralfedern.

Im Forschungsbericht /U 1/ wird auch auf die Entwicklung von ATF (Accident Tolerant Fuel), die durch das Departement of Energy (DOE) nach dem Unfall von Fukushima in Japan veranlasst wurde, eingegangen. Ziel der Forschungsanstrengungen, die jetzt noch weitergeführt werden, ist es Brennelemente zu entwickeln, die bei Störfällen ein verbessertes Verhalten gegenüber dem bisherigen Design aufweisen /U 14/, /U 15/, /U 24/. Die Entwicklung konzentriert sich dabei auf das Hüllrohrmaterial und den Brennstoff. Dabei werden unterschiedliche Alternativen untersucht /U 14/, /U 16/, /U 17/. Einige Alternativen haben das Laborstadium verlassen und werden in Vorläuferbrennelementen im Einsatz in Kernkraftwerken erprobt.

Man möchte bei ATF-Brennstäben zu einem verbesserten Verhalten des Hüllrohrmaterials in der Dampfphase des Kühlmittels kommen, die beim KMW auftritt. Das Einsetzen der Wärmerzeugung durch Korrosion soll verzögert und die Höhe der Korrosion eingeschränkt werden /U 17/. Das Korrosionsverhalten der bisher eingesetzten Hüllrohrmaterialien im bestimmungsgemäßen Betrieb soll beibehalten oder verbessert werden. Eine Entwicklung um diese Ziele zu erreichen ist das Beschichten des Hüllrohres mit einem Pulver. Als Material zur Beschichtung wird Pulver aus Chrom benutzt. Die Schichtdicken liegen im Bereich von 10 µm bis 30 µm. Die Beschichtung des Hüllrohres erfolgt durch Kaltgasspritzen (Cold Spray). Dabei wird das Pulver mit hoher Geschwindigkeit auf das Hüllrohr aufgebracht, wobei sich eine dicht und fest anhaftende Schicht bildet. Ergebnisse von Untersuchungen zeigen, dass die mit Chrom ummantelten Brennstäbe im bestimmungsgemäßen Betrieb und im Störfall ein deutlich verbessertes Verhalten bezüglich der Korrosion aufweisen.

Im Forschungsbericht /U 1/ werden auch die Entwicklungen am Brennstoff beschrieben. Am weitesten fortgeschrittenen und somit voraussichtlich am ehesten einsetzbar sind  $\text{UO}_2$ -Brennstoffe, die mit Zusätzen (z.B.  $\text{Cr}_2\text{O}_3$ ) dotiert werden.

Aus den bisher vorliegenden Untersuchungen kann abgeleitet werden, dass die dotierten Brennstoffe die Sicherheitsmargen erhöhen oder eine höhere betriebliche Flexibilität erlauben.

### **1.6.3 Bewertung der derzeit an die Materialkennwerte gestellten Anforderungen vor dem Hintergrund aktueller Forschungsergebnisse und unter Berücksichtigung der genannten Schäden und Verformungen der Brennelemente**

In /U 1/ werden Anforderungen hinsichtlich der erhöhten lateralen Brennelementverformung, der unzulässigen Korrosion, der Brüche von Niederhaltefeder und für ATF-Brennelemente betrachtet.

#### **1.6.3.1 Brennelementverformung**

In den Regelwerken /U 6/, /U 7/, /U 9/ wird gefordert, dass unzulässige Verformungen, die den Steuerelementeinfall beeinträchtigen oder zu Schäden an benachbarten Brennelementen führen, nicht zulässig sind. Eine weitere Konkretisierung zu Anforderungen an Materialien hinsichtlich der Brennelementverformung wird nicht erhoben.

Beim Einsatz im Reaktorkern kommt es durch Kriechvorgänge zu Verformungen der Brennelemente. Die Ursachen, die zu einer Verformung führen, sind vielfältig. Die Verformungen ergeben sich aus thermohydraulischen Belastungen, Strahlungswachstum, Einspannung der Brennelemente, Steifigkeit und Kriechverhalten. Das komplexe Zusammenspiel dieser Belastungen führt zu Verformungen der Brennelemente. Diese Verformungen werden dann unzulässig, wenn sie zu Behinderungen der Steuerelementbewegung, zu Schäden an benachbarten Brennelemente oder zur Behinderung in der Handhabung führen.

Beim Auftreten von unzulässigen lateralen Verformungen in Anlagen sind eine Vielzahl von Maßnahmen durchgeführt worden. Diese operativen und konstruktiven Maßnahmen führten zu einer Verringerung des Auftretens der lateralen Verformung. Die konstruktiven Maßnahmen beinhalteten eine Erhöhung der Steifigkeit der Brennelemente und den Einsatz von kriechoptimierten Materialien.

Die erhöhten Verformungen der Brennelemente bilden sich über mehrere Zyklen aus /U 10/ und die Wirksamkeit der durchgeführten Maßnahmen ließ sich erst nach mehreren Zyklen feststellen /U 10/ .

In der Empfehlung 8 der RSK /U 10/ werden ergänzenden Bewertungsgrößen für konstruktive Eigenschaften gefordert, die hinsichtlich der Brennelementverformung eine Bewertung ermöglichen. Diese Größen müssen entsprechend den Ursachen für die Verformungen insbesondere die Steifigkeit und das Kriechverhalten der Strukturbau- teile der Brennelemente berücksichtigen.

Um konkrete Anforderungen, die eine unzulässige laterale Verformung der Brennelemente ausschließen, zu begründen, muss ein belastbares Modell über die Verformung der Brennelemente entwickelt werden. In der Veröffentlichung von Wanninger /U 11/ kommt man zu dem Schluss, dass belastbare Kenntnisse des Kriechverhaltens und der thermohydraulischen Randbedingungen notwendig sind, um belastbare Aussagen über laterale Verformungen der Brennelemente zu tätigen. Das Kriechverhalten der Materialien ändert sich im Strahlungsfeld und eine genügend genaue Kenntnis der lokalen thermohydraulischen Randbedingungen ist nötig. Die thermohydraulischen Randbedingungen hängen von der jeweiligen Anlage ab und können auch von der jeweiligen Kernkonfiguration beeinflusst werden. Um die Belastbarkeit der Modelle und die Komplexität der Modelle zu verbessern, sind daher weitere Untersuchungen nötig.

Beim Auftreten von unzulässigen Verformungen sind konstruktive Maßnahmen durchgeführt worden, die zu einer Reduzierung der lateralen Verformungen geführt haben. Bei der Bewertung einer Konstruktion sollten diese Erfahrungen mit einbezogen werden.

Bei der Auslegung eines Brennelements oder der Struktur sollten entsprechend der Empfehlung 4 der RSK /U 10/ in den Spannungs- und Stabilitätsanalysen die Belastungen, die durch die Brennelementverformungen hervorgerufen werden, berücksichtigt werden.

Im Vorfeld der Verabschiedung der KTA 3101.3 im Jahr 2015 wurden Diskussionen dazu geführt, ob zusätzliche Anforderungen im Hinblick auf die Verformungen der Brennelemente in die KTA-Regel aufgenommen werden können. Es wurde dann der Absatz 4.1.3 (7) eingefügt, der die BE-Verformungen adressiert:

Zum Nachweis der in (5) und (6) gestellten Forderungen ist das Verformungsverhalten der Brennelemente während des Betriebes im Rahmen der Auslegung zu bewerten. Dabei sind u. a. die relevanten konstruktiven und werkstoffspezifischen Eigenschaften (z. B. die Steifigkeit von Brennelement und Brennelement-Struktur und das Kriechverhalten der Brennelement-Struktur) und relevante Einsatzrandbedingungen (z. B. Brennelemente auf benachbarten Kernpositionen) zu berücksichtigen.

#### H i n w e i s :

Die Erfüllung der in (5) und (6) gestellten Forderungen kann z. B. bei Designänderungen durch eine Relativbewertung des Verformungsverhaltens der Brennelemente eines neuen Designs gegenüber einem betriebsbewährten Design gezeigt werden.

Des Weiteren wird in der KTA 3101.3 für die Verformungen der Brennelemente im Abschnitt 4.2.2.1 unter Punkt (3) die Anforderung gestellt, dass der Einfluss der im Reaktoreinsatz entstehenden Geometrieänderungen auf die im Bauteil auftretenden Spannungen zu bewerten und gegebenenfalls zu berücksichtigen ist. Somit steht die Empfehlung 4 bezüglich der Auslegung der Brennelemente der RSK im Einklang mit der KTA 3101.3 /U 6/.

Aus unserer Sicht ist es nach derzeitigem Kenntnisstand nicht möglich, in den bestehenden Regelwerken zusätzliche konkrete Anforderungen zu formulieren, die eine unzulässige laterale Verformung ausschließen.

Die KTA 3101.3 fordert im Kapitel 4.1.3 Punkt 7, dass das Verformungsverhalten der Brennelemente im Betrieb zu bewerten ist und dabei die konstruktiven und die materialspezifischen Eigenschaften sowie die Einsatzbedingungen zu berücksichtigen sind.

Im NUREG 800 /U 8/ wird ein Inspektionsplan bei der Einführung von neuen Brennelementen gefordert. Dabei werden auch die Inspektionen im Reaktor erfasst. Da eine unzulässige Verformung der Brennelemente nicht durch eine Anforderung an Auslegungsgrößen auszuschließen ist, sollte bei einem Einsatz von einem neuen Design ein erhöhter Prüfumfang hinsichtlich Verformungen, z. B. Geradheitsmessungen, empfohlen werden. Die Aufnahme dieser Anforderung in die entsprechenden Regelwerke. Dadurch wird sichergestellt, dass mögliche auftretende Verformungen frühzeitig festgestellt und gegenläufige Maßnahmen frühzeitig ergriffen werden können.

### **1.6.3.2 Erhöhte Korrosion**

Die Korrosion von Hüllrohren führt zu einer Wanddickenschwächung des Hüllrohrs und durch die Aufnahme des bei der Korrosion freiwerdenden Wasserstoffs in den Werkstoff zu einer Duktilitätsminderung des Werkstoffs. Daher wird in den Regelwerken die Begrenzung der Korrosion und der Wasserstoffaufnahme gefordert. Weiterhin sollen die Wanddickenschwächung und die Duktilitätsminderung bei den Spannungsanalysen berücksichtigt werden.

Für die erhöhte Korrosion im oberen Bereich von M5<sup>®</sup>-Brennstäben konnte die Ursache bisher nicht identifiziert werden. Die Empfehlungen der RSK beziehen sich hauptsächlich auf operative Maßnahmen und können zu Beschränkungen im Einsatz von Brennelementen mit M5<sup>®</sup>-Brennstäben führen.

Nach unserer Meinung sollte bei einem Einsatz von neuen Materialien ein intensiveres Inspektions- und Messprogramm durchgeführt werden. Dies erhöht die Möglichkeit unbekannter Phänomene zu identifizieren und deren Auswirkungen zu begrenzen.

### **1.6.3.3 Brüche an Brennelement-Niederhaltefedern**

Brüche von Niederhaltefedern treten weltweit auf. Die in deutschen Anlagen aufgetretenen Brüche an Niederhaltefedern sind aufgrund von konstruktions- oder herstellungsbedingten Ursachen aufgetreten.

Die Ursache war Spannungsrisskorrosion. Diese tritt dann auf, wenn korrosive Umgebungsbedingungen vorhanden sind, ein bestimmtes Spannungsniveau erreicht wird und das Material anfällig für Spannungsrisskorrosion ist. Die in deutschen Anlagen aufgetretenen Fälle lagen an Ungängen aus der Fertigung und an zu hohen Spannungsbelastungen im Material. Durch die Auswahl des Materials und durch die Fertigung, die Ungängen am Material verhindern soll, kann das Auftreten der Spannungs-

risskorrosion verringert werden. Die Auslegung soll sicherstellen, dass das Spannungsniveau im Material unterhalb der Schwelle für Spannungsrisskorrosion liegt. Anforderungen an die Schubspannungsausnutzung in Druckfedern sind seit ihrer Erstfassung von 11/2015 in der KTA 3101.3 formuliert, ebenso an die Berücksichtigung der Versprödung des Materials durch Neutronenfluss und die Vermeidung von Spannungsrisskorrosion. Die Erfahrungen aus den Ereignissen an den Niederhaltefedern sind in die KTA 3101.3 eingeflossen. Es gibt daher aus unserer Sicht keine Notwendigkeit die Anforderungen an die Materialien in den Regelwerken zu ändern.

#### **1.6.3.4 ATF-Brennelemente**

Die Entwicklungen der ATF-Brennelemente soll das Verhalten der Brennelemente im Störfall gegenüber den bisher eingesetzten Brennelementen verbessern und im bestimmungsgemäßen Betrieb zum gleichem oder zu einem verbesserten Verhalten führen. Die bisher eingesetzten Brennelement-Designs erfüllen die Vorgaben der jeweiligen Regelwerke.

Sollten die neuen Materialien der ATF-Brennelemente sich im Einsatz bewähren und zu dem oben genannten verbesserten Verhalten führen, so könnten die entsprechenden Anforderungen der Regelwerke hinsichtlich der neuen Materialien angepasst werden. Ein Einsatz dieser ATF-Brennelemente würde dann die Sicherheitsmargen im Störfall erhöhen. So würde die Entstehung von Wasserstoff und der Schadensumfang der Brennstäbe im Störfall reduziert.

Auch im bestimmungsgemäßen Betrieb können die ATF-Brennelemente zu einem verbesserten Verhalten führen. So zeigen Versuche, dass mit Chrom ummantelte M5<sup>®</sup>-Hüllrohre gegenüber herkömmlichen M5<sup>®</sup>-Hüllrohren ein deutlich verbessertes Korrosionsverhalten besitzen. Die Problematik der erhöhten Korrosion an M5<sup>®</sup>-Brennstäben im Übergangsbereich von aktiver Zone zum oberen Plenum würde dann voraussichtlich nicht auftreten. Ein weiterer Vorteil ist das verbesserte Frettingverhalten der mit Chrom ummantelten Hüllrohre. Bei Reibkorrosion (Fretting) aufgrund von unzulässigen lateralen Verbiegungen würden sich dann Schäden an den Eckbrennstäben reduzieren.

Sollten sich die ummantelten Brennstäbe im Betrieb bewähren, so wäre eine Anpassung der Regelwerke möglich, die den Einsatz der verbesserten Materialien fordert, da dies die Sicherheitsmargen der ersten Barriere erhöht. Allerdings beträgt der Zeitraum, bis von einer Bewährung im Einsatz ausgegangen werden kann, nach unserer Erfahrung mehr als fünf Jahre.

#### **1.6.4 Zusammenfassende Bewertung im Hinblick auf die deutschen Kernkraftwerke und Berichterstattung**

Es erfolgt eine zusammenfassende Bewertung im Hinblick auf die deutschen Kernkraftwerke im Leistungsbetrieb.

Die RSK hat neun Empfehlungen bezüglich der erhöhten lateralen Brennelementverformung gegeben. Diese beinhalten die Untersuchung der Auswirkungen der Verformungen auf die Kernausslegung, auf die Handhabung, auf operative und konstruktive Maßnahmen sowie auch auf die Auslegung des Brennelements. In der Empfehlung 4 der RSK wird eine Betrachtung der Auswirkungen auf die Spannungs- und Stabilitätsanalyse gefordert.

Die Auswirkungen von unzulässigen lateralen Brennelementverformungen sind in der Auslegung nicht explizit betrachtet worden. Aufgrund der erfolgten operativen und konstruktiven Maßnahmen, die die Verformungen begrenzen, und der in den Empfehlungen der RSK geforderten Überwachung der Geradheit der Brennelemente durch Messung der Fallzeiten der Steuerelemente und Geradheitsmessungen bei den Inspektionen der Brennelemente kann das Auftreten von erhöhten Verformungen im frühen Stadium erfasst und Gegenmaßnahmen können ergriffen werden. In der KTA-Regel 3101.3 wird gefordert, bei Veränderungen der Brennelementkonstruktion die Auswirkungen auf die Verformungen zu bewerten. Die vorliegenden Betriebserfahrungen ermöglichen es, mögliche negative Auswirkungen von Konstruktionsänderungen auf das Verformungsverhalten zu erkennen und zu vermeiden.

Die erhöhte Korrosion an M5<sup>®</sup>-Hüllrohren tritt nach unserer Kenntnis nur in deutschen Kernkraftwerken auf. Eine eindeutige Ursache ist bisher nicht gefunden. Nach der KTA 3101.3 Abschnitt 4.3.2.6. ist die Korrosion zu begrenzen.

Aufgrund der Brüche der Niederhaltefedern in deutschen Kernkraftwerken ergeben sich keine Forderungen, die Regelwerke zu ändern. Anforderungen an die Schubspannungsausnutzung in Druckfedern und die Vermeidung von Spannungsrisskorrosion sind in der KTA 3101.3 formuliert. Die Betrachtungen zu den Ereignissen haben ergeben, dass die Brüche konstruktions- und fertigungsbedingt sind.

Die Einführung von ATF-Brennelementen würde im Störfall und im bestimmungsgemäßen Betrieb zu sicherheitstechnischen Verbesserungen führen. Sollten die neuen Materialien der ATF-Brennelemente sich im Einsatz bewähren und zum dargestellten verbesserten Verhalten führen, so könnten die entsprechenden Anforderungen der Regelwerke hinsichtlich der neuen Materialien angepasst werden. Eine solche Bewährung von ATF-Brennelementen wird jedoch erst nach dem Laufzeitende der deutschen Kernkraftwerke vorliegen.

In den Stellungnahmen der RSK zu Schäden in deutschen Kernkraftwerken, das sind hier Brennelementverformungen, erhöhte Korrosion an M5-Brennstabhüllrohren und Brüche von Niederhaltefedern, sind die wesentlichen Aspekte der Ursachen und Auswirkungen betrachtet worden.

Für die Brennelementverformung und die erhöhte Korrosion sind bisher keine eindeutigen Ursachen gefunden worden. Aufgrund der Komplexität der Vorgänge im Betrieb reicht es alleine nicht aus, bei der Einführung von neuen Designs und neuen Materialien die Anforderungen der KTA 3101.3 zu erfüllen. Für die Brennelemente sind in den Anlagen Inspektionen und Messungen vorzusehen.

Nach unserer Auffassung sollte nach der Einführung von neuen Brennelement-Designs und Materialien ein allumfassendes Inspektions- und Messprogramm durchgeführt werden, um neue Phänomene oder die Einhaltung der Erwartungen zu erfassen und zu bewerten. Dieses Programm sollte auch einen längeren Zeitraum umfassen, da sich zum Beispiel unzulässige Verformungen über einen längeren Zeitraum ausbilden. Damit können Effekte wie die erhöhte Korrosion oder das Auftreten von unzulässigen Verformungen früher und systematischer erfasst und bewertet werden.

In der KTA 3101.3 wären somit nach unserer Ansicht zusätzliche Festlegungen zu einem betriebsbegleitenden Inspektionsprogramm bei Einführung von neuen Brennelement-Designs oder Materialien aufzunehmen. Dieses Programm sollte vor der Einführung des neuen Brennelement-Designs vorliegen und kann dann entsprechend bewertet werden. Dabei sollten auch Mindest-Anforderungen an den Umfang und den Zeitraum des Inspektionsprogramms in der KTA 3101.3 sowie der Umgang mit Auffälligkeiten aufgenommen werden.

## **1.7 Schlussbetrachtungen zu dem Forschungsvorhaben**

Mit dem Abschluss des Forschungsvorhabens wurde das Ziel erreicht, den aktuellen Kenntnisstand zu ausgewählten Themenbereichen für Kernkraftwerkskomponenten (hier: Brennelemente) aufzuarbeiten und nach Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) zu bewerten. Hinsichtlich der nuklearen Sicherheit leistet dieses Forschungsvorhaben somit einen Beitrag.

Die uns im Rahmen des Projektes bekannt gewordenen Fortschritte anderer Stellen auf diesem Gebiet haben wir in unserer Darstellung berücksichtigt.

## **2 AP 2: Beschreibung der Anforderungen an zusätzliche Nachweise nach Reparaturen von Rohrleitungen**

### **2.1 Aufgabenstellung**

Den Hintergrund für das **Arbeitspaket AP 2** bilden entsprechend der Ausschreibung für das Forschungsvorhaben die folgenden Überlegungen:

Gemäß den sicherheitstechnischen Regeln KTA 3201.3 und KTA 3211.3 ist im Rahmen der Herstellung von druckführenden Komponenten des Primärkreises und von druck- und aktivitätsführenden Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren die erste Druckprüfung an der Komponente nach erfolgreichem Abschluss aller im Zuge der Herstellung vorgesehenen Prüfungen und Kontrollen durchzuführen. Diese erste Druckprüfung (Festigkeitsprüfung) erfolgt als Wasserdruckprüfung, wobei die Höhe des Prüfdrucks nach KTA 3201.2 bzw. KTA 3211.2 festzulegen ist. Dabei ist die erste Druckprüfung bei Komponenten gefertigt aus Walz- und Schmiedestählen mit dem 1,3-fachen Auslegungsdruck und bei Komponenten gefertigt aus Stahlguss mit dem 1,5-fachen Auslegungsdruck als Prüfdruck durchzuführen. Die Prüftemperatur ist nach Sprödbruchkriterien festzulegen.

Nach Reparaturen wird, falls eine Erstdruckprüfung nicht möglich ist, in Ausnahmefällen auf die Druckprüfung verzichtet. Die Voraussetzungen für die Reparaturen und den Verzicht auf die Druckprüfung sind im Rahmen dieses Vorhabens zu ermitteln.

Das **Arbeitspaket AP 2** enthält folgenden Untersuchungsumfang:

1. Aufarbeitung des aktuellen nationalen Kenntnisstandes anhand von Herstellerspezifikationen und kerntechnischem Regelwerk bezüglich für ohne Druckprüfung eingesetzte oder veränderte Bauteile zu erbringende Nachweise,
2. Darstellung konkreter, für ohne Druckprüfung in deutschen KKW eingesetzte oder veränderte Bauteile umgesetzter Vorgehensweisen zum Nachweis der Integrität und
3. Darstellung der Auswirkung einer Wasserdruckprüfung auf eine geschweißte Rohrleitungskomponente im Hinblick auf deren Betriebsverhalten und der Vergleich mit einer entsprechenden Komponente ohne Wasserdruckprüfung
4. Zusammenfassende Bewertung im Hinblick auf die Vorgehensweise im deutschen kerntechnischen Regelwerk und Berichterstellung

## **2.2 Voraussetzung, unter denen das FE-Vorhaben durchgeführt wurde**

Die wesentlichen Voraussetzungen, unter denen das durchgeführte Forschungsvorhaben realisiert wurde, gliedern sich in die personellen und materiellen Voraussetzungen, die im Nachfolgenden kurz aufgeführt sind.

### a) Personelle Voraussetzungen

Arbeitsgruppe der beteiligten Sachverständigen

- Köstler, Andreas
- Fischer, Frank Dr.
- Schulz, Axel
- Trieglaff, Ralf

### b) Materielle Voraussetzungen

EDV-Hard- und Software:

- FE-Software Abaqus
- Bruchmechanikprogramm IWM-Verb

## **2.3 Planung und Ablauf des Vorhabens**

Die Laufzeit des AP 2 des Forschungsvorhabens startete am 01.10.2018 und endete am 31.03.2020. Das erste Projektgespräch mit Vertretern des BMU und des BASE fand am 13.11.2018 statt. Die Präsentation der Zwischenergebnisse und Abstimmung des weiteren Vorgehens erfolgte mit dem zweiten Projektgespräch am 06.09.2019. Das Schlussgespräch fand am 27.08.2020 statt.

Das Projekt AP 2 untersucht die Anforderungen an zusätzliche Nachweise nach Reparaturen von Rohrleitungen bei Entfall der Druckprüfung.

Dazu wurde die im Folgenden dargestellte Vorgehensweise gewählt.

Im ersten Schritt wird der aktuelle nationale Kenntnisstand anhand von kerntechnischem Regelwerk und den z. T. daraus abgeleiteten Herstellerspezifikationen bezüglich für ohne Druckprüfung eingesetzte oder veränderte Bauteile zu erbringende Nachweise aufgearbeitet. Entsprechend der Festlegung im ersten Projektgespräch am 13.11.2018 wurden neben den entsprechenden Festlegungen für Komponenten/Systeme der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels und der äußeren Systeme auch die Festlegungen für andere Komponenten/Systeme (außerhalb des KTA-Regelwerkes) in den Kernkraftwerken aufgearbeitet, da diesen sowohl während der Leistungsbetriebs- und Nachbetriebsphase als auch beim Rückbau ebenfalls eine sicherheitstechnische Bedeutung hinsichtlich der Einhaltung der Schutzziele „Nachwärmeabfuhr“ oder „Aktivitätseinschluss“ zukommen kann.

Anschließend erfolgt die Darstellung konkreter, für ohne Druckprüfung in deutschen KKW eingesetzte oder veränderte Bauteile umgesetzter Vorgehensweisen zum Nachweis der Integrität, wobei die jeweils zu Grunde liegenden Spezifikationen und die realisierten Ersatzmaßnahmen angeführt werden.

Ergänzend werden die Auswirkung einer Wasserdruckprüfung auf eine geschweißte Rohrleitungskomponente im Hinblick auf deren Betriebsverhalten und der Vergleich mit einer entsprechenden Komponente ohne Wasserdruckprüfung rechnerisch analysiert und ausgewertet. Für diese Analysen wurde gemäß der Druckgeräterichtlinie abdeckend der 1,43-fache Wert des Auslegungsdruckes angenommen.

Abschließend erfolgt dann eine zusammenfassende Bewertung im Hinblick auf die deutschen Kernkraftwerke.

#### **2.4 Wissenschaftlicher und technischer Stand, an dem angeknüpft wurde**

In der aktuell gültigen Druckgeräterichtlinie (DGRL) 2014/68/EG der Europäischen Union /U 26/ wird in Anhang I, Abschnitt 3.2.2 gefordert, dass die Abnahme der Druckgeräte eine Druckfestigkeitsprüfung einschließt, die normalerweise in Form eines hydrostatischen Druckversuches durchgeführt wird.

Neben den Vorgaben, Druckprüfungen an neugefertigten Komponenten oder Systemteilen durchzuführen, werden im kerntechnischen Regelwerk /U 27/ und /U 28/ zusätzlich auch Festlegungen zu weiteren Bauprüfungen (z. B. Sichtprüfungen sowie zerstörungsfreie Oberflächen- und Volumenprüfungen) festgeschrieben. Die Gesamtheit aller Bauprüfungen dient dem Nachweis der Qualität und Integrität der Komponenten und Systemteile bei Betriebs- und Prüfbedingungen und ggf. auch bei zu berücksichtigenden Sonderbelastungen (z. B. aus EVA/EVI).

Die genauen Festlegungen, für welche Komponenten oder Systembereiche welche der o. g. Vorgaben hinsichtlich der Druckprüfungen und der zusätzlichen Bauprüfungen zu berücksichtigen sind, sind auf Basis des kerntechnischen bzw. konventionellen Regelwerkes in kerntechnischen Spezifikationen festgeschrieben.

Zum Teil enthalten diese Spezifikationen auch Regelungen zum Vorgehen, dass Druckprüfungen nicht möglich sind bzw. in begründeten Fällen nicht durchgeführt werden sollen. Diese Festlegungen basieren ebenfalls auf bestehenden Regelungen im konventionellen Regelwerk.

In der Druckgeräterichtlinie /U 26/ findet sich die folgende Festlegung für den Entfall der Druckprüfung:

*„Ist der Druckversuch nachteilig oder nicht durchführbar, so können andere Prüfungen, die sich als wirksam erwiesen haben, durchgeführt werden. Für andere Prüfungen als den hydrostatischen Druckversuch sind zuvor zusätzliche Maßnahmen, wie zerstörungsfreie Prüfungen oder andere gleichwertige Verfahren anzuwenden.“*

Besonders nach Reparaturen wird in manchen Fällen auf eine Druckprüfung des reparierten Bereiches verzichtet, weil der Aufwand für die Druckbeaufschlagung dieses Bereiches zu groß ist.

Die Reaktorsicherheits-Kommission (RSK) wurde vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) um eine Stellungnahme zur Notwendigkeit von Druck- und Dichtheitsprüfungen von Rohrleitungen nach Reparaturen gebeten.

Im Ergebnis der Beratungen wird von der RSK in der Stellungnahme aus der 455. Sitzung am 21.02.2013 /U 30/ festgehalten, dass die Erstdruckprüfung mit den dabei erforderlichen ergänzenden zerstörungsfreien Prüfungen in der gemäß dem kerntechnischen Regelwerk vorgesehenen Form und bei dem geforderten Prüfdruck weiterhin die Anforderungen an Ziel und Zweck dieser Prüfung erfüllt.

Entsprechend /U 30/ werden folgende grundlegende Zielstellungen mit Druckprüfungen verfolgt:

- Erkennung von Schädigungen und Identifikation von fehlerhaften Bauteilbereichen und Auslese von schadhafte Bauteilen,
- Abbau von Spannungsspitzen durch Einbringen von Druckeigenstress (plastisches Verformen),
- Abbau von Eigenstress aus der Herstellung, insbesondere von Schweißstress, und
- Überprüfen und Feststellung der Dichtheit des Bauteils oder Systems.

Druckprüfungen nach durchgeführten Reparaturen haben den Charakter von Erstdruckprüfungen.

Folgende Ziele einer Druckprüfung können durch den ausschließlichen Einsatz von zerstörungsfreien Prüfverfahren nicht erreicht werden:

- Abbau von Spannungsspitzen durch Einbringen von Druckeigenstressungen (plastisches Verformen) und
- Abbau von Eigenstressungen aus der Herstellung, insbesondere von Schweißstressungen.

Diese Zielstellungen der Druckprüfung können prinzipiell durch Wärmebehandlungen erreicht und kompensiert werden.

Zielstellung dieses Forschungsvorhabens ist es, unter Berücksichtigung der Festlegungen im nationalen kerntechnischen Regelwerk bzw. in den kerntechnischen Spezifikationen zur Gesamtheit aller durchzuführenden Bauprüfungen herauszuarbeiten, inwiefern bei nicht durchgeführten Druckprüfungen ein sicherheitstechnisches Defizit im Hinblick auf die Integrität oder Beanspruchbarkeit der Komponente oder des Systems besteht und wie dieses quantifiziert werden kann.

Dieses ist ausführlich in dem TÜV NORD Forschungsbericht FKZ:4717R01371, AP 2: Beschreibung der Anforderungen an zusätzliche Nachweise nach Reparaturen von Rohrleitungen vom 30.04.2020 erfolgt. Die verwendete Fachliteratur ist in diesem Bericht /U 2/ ebenfalls angegeben. Die im Folgenden aufgeführten Unterlagen sind nur für das Verständnis der Ergebnisdarstellung aufgelistet:

- /U 26/ RICHTLINIE 2014/68/EU des Europäischen Parlaments und des Rates vom 15. Mai 2014 zur Harmonisierung der Rechtsvorschriften der Mitgliedstaaten über die Bereitstellung von Druckgeräten auf dem Markt
- /U 27/ KTA 3201.3, Fassung 2017/11  
Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren  
Teil 3: Herstellung
- /U 28/ KTA 3211.3, Fassung 2017/11  
Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises  
Teil 3: Herstellung
- /U 29/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit  
Änderung und Neufassung der Bekanntmachung zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ vom 3. März 2015
- /U 30/ Druck- und Dichtheitsprüfungen an Bauteilen der Druckführenden Umschließung (DFU) und der Äußeren Systeme, insbesondere nach Reparaturen  
RSK-Stellungnahme, verabschiedet in der 455. Sitzung am 21.02.2013  
<http://www.rskonline.de/de/meeting455>

- /U 31/ AREVA GmbH  
Spezifikation KS D 2041/50  
Rohrleitungen K2  
Rev. F vom 09.02.2015
- /U 32/ AREVA GmbH  
Spezifikation KS D 3041/50  
Rohrleitungen K3 / K4a  
Rev. E vom 03.07.2017
- /U 33/ AREVA GmbH  
Spezifikation KS D 7041/50  
Kleinrohrleitungen  $K1 \leq DN25$ , K2 bis K4  $\leq DN50$   
Rev. E vom 09.01.2017
- /U 34/ E.ON Kernkraft  
Spezifikation IS 1501  
Spezifikation für Rohrleitungen  
Rev. 2
- /U 35/ Kernkraftwerk Krümmel GmbH & Co. KG  
Spezifikation KKK-WBPV  
Werkstoff- und Bauprüfvorschrift  
Rev. 10
- /U 36/ British Standard BS 7910:2013  
Guide to methods for assessing the acceptability of flaws in metallic structures
- /U 37/ E.ON Kernkraft  
Spezifikation KS D 1042-IS  
Transferspezifikation für Rohrleitungen  $> DN25$  im Geltungsbereich der RSK-LL (DWR), Kapitel 4.1 "Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels", Rev. 1, 2009
- /U 38/ PreussenElektra  
Spezifikation KS D 2041-IS  
Transferspezifikation für Rohrleitungen im Geltungsbereich der "Rahmenspezifikation Basissicherheit" der RSK-LL (DWR) Kapitel 4.2, Revision 3, 2018

## **2.5 Zusammenarbeit mit anderen Stellen**

Eine Zusammenarbeit mit anderen Stellen fand nicht statt.

## 2.6 Darstellung der erzielten Ergebnisse

### 2.6.1 Aufarbeitung des aktuellen nationalen Kenntnisstandes anhand von Herstellerspezifikationen und kerntechnischem Regelwerk bezüglich für ohne Druckprüfung eingesetzte oder veränderte Bauteile

In dem Forschungsbericht /U 2/ werden die im KTA-Regelwerk umgesetzten Anforderungen aus den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf)“ /U 29/ dargestellt.

Gemäß den kerntechnischen Regeln KTA 3201.3 /U 27/ und KTA 3211.3 /U 28/ ist im Rahmen der Herstellung von druckführenden Komponenten des Primärkreises und von Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren an der Komponente nach erfolgreichem Abschluss aller im Zuge der Herstellung vorgesehenen Prüfungen und Kontrollen eine erste Druckprüfung durchzuführen. Diese erste Druckprüfung (Festigkeitsprüfung) erfolgt als Wasserdruckprüfung mit dem 1,3-fachen Auslegungsdruck, bei Stahlguss mit dem 1,5-fachen Auslegungsdruck. Wiederkehrende Druckprüfungen müssen so durchgeführt werden, dass eine vergleichbare sicherheitstechnische Aussage wie bei der Erstdruckprüfung erzielt wird.

Ein möglicher Verzicht auf die Druckprüfung und dann ggf. durchzuführende Ersatzmaßnahmen oder -prüfungen sind in den o. g. kerntechnischen Regeln nicht geregelt.

Alle in deutschen Kernkraftwerken installierten druckführenden Komponenten oder Systeme, die eine sicherheitstechnischen Bedeutung, z. B. im Hinblick auf Nachwärmeabfuhr, Störfallbeherrschung, Aktivitätseinschluss etc. haben, wurden entsprechenden Sicherheitsklassifizierungen zugeordnet.

In Abhängigkeit vom Betreiber, dem Errichtungszeitraum oder dem Reaktortyp wurden im Laufe der Jahrzehnte in Deutschland verschiedene Spezifikationen entwickelt und fortgeschrieben, in denen in Abhängigkeit von den o. g. sicherheitstechnischen Klassifizierungen abgestufte Anforderungen an die in den deutschen Kernkraftwerken installierten druckführenden Komponenten oder Systeme hinsichtlich Herstellung und Prüfung festgeschrieben wurden.

Die KONVOI-Spezifikationen wurden für die Errichtung der Konvoi-Kernkraftwerke KKE, GKN-2 und KKI-2 entwickelt und bis zum heutigen Zeitpunkt regelmäßig aktualisiert. Vor diesem Hintergrund haben auch zahlreiche Betreiber anderer Kernkraftwerke mittlerweile diese Spezifikationen übernommen und führen Neufertigungen bzw. Reparaturen nach diesen Spezifikationen aus. Somit gelten diese Spezifikationen fast in allen deutschen Kernkraftwerken.

In den Rohrleitungsspezifikationen sind Regelungen zu den grundsätzlich durchzuführenden Druckprüfungen enthalten. Im Falle von nicht durchzuführenden oder durchführbaren Druckprüfungen finden sich in den nachfolgend genannten Spezifikationen Festlegungen für diesbezügliche Ersatzmaßnahmen:

- KS D 2041/50, Rev. F „Rohrleitungen K2“ /U 31/
- KS D 3041/50, Rev. E „Rohrleitungen K3 / K4a“ /U 32/

- KS D 7041/50, Rev. E „Kleinrohrleitungen K1 ≤ DN25, K2 bis K4 ≤ DN50“ /U 33/

In den Spezifikationen /U 34/ , /U 35/ die für die anderen Kernkraftwerke gelten, wurden ähnliche Festlegungen wie in den Konvoi-Spezifikationen getroffen.

### **2.6.2 Darstellung konkreter, für ohne Druckprüfung in deutschen KKW eingesetzte oder veränderte Bauteile umgesetzter Vorgehensweisen zum Nachweis der Integrität**

Es wurde eine Recherche durchgeführt, um für deutsche Kernkraftwerke konkrete Beispiele herauszuarbeiten, bei denen mittels Schweißen Reparatur- oder Austauschmaßnahmen an bestehenden Komponenten oder Rohrleitungen durchgeführt wurden, von der Durchführung einer Druckprüfung jedoch aus verschiedenen Gründen abgesehen wurde. Hierbei wurden Maßnahmen berücksichtigt, die in den letzten 25 Jahren in den Kraftwerken durchgeführt wurden. Allen diesen Maßnahmen war gemein, dass gemäß den jeweils gültigen Ausgaben der anzuwendenden Spezifikationen Druckprüfungen grundsätzlich als Teil der abschließenden Bauprüfungen vorzusehen waren.

Für diese Beispiele liegen die jeweiligen Dokumentationen der durchgeführten Arbeiten vor. Aus diesen wurden die jeweiligen Daten der betreffenden Komponente, die anzuwendende Spezifikation und die durchgeführten Ersatzmaßnahmen und -prüfungen entnommen und im Folgenden dargestellt. Die Angaben wurden für den Forschungsbericht anonymisiert. Es wird auf Grundlage der vorliegenden Unterlagen bestätigt, dass die aufgeführten Beispiele repräsentativ für alle vier Energieversorgungsunternehmen Deutschlands, die Kernkraftwerke betrieben haben oder weiterhin noch betreiben, sind.

In den Tabellen 4 und 5 des Forschungsberichtes /U 2/ sind für fünf verschiedene deutsche Kernkraftwerke im Leistungsbetrieb Beispiele für Instandsetzungs- oder Austauschmaßnahmen an Rohrleitungen zusammengestellt und den jeweils anzuwendenden kerntechnischen Spezifikationen zugeordnet. Es wird deutlich, dass die für die individuell unterschiedlichen Arbeiten – auch vor dem Hintergrund, dass die Spezifikationen z. T. Handlungsspielräume bei der Festlegung der durchzuführenden Ersatzmaßnahmen gestatten – tatsächlich realisierten Umfänge und Arten von Ersatzmaßnahmen (meist umfangreiche zusätzliche ZfP) variieren. Hierbei spielen sowohl die örtlichen Gegebenheiten hinsichtlich der Bauteilgeometrien, Werkstoffe und Betriebsbedingungen, der sicherheitstechnischen Bedeutung der betreffenden Komponenten oder Systeme als auch individuelle Erfahrungen und Beurteilungen der bei der Vorprüfung der Herstellungs-/Reparaturunterlagen beteiligten Vertreter der Betreiber und Sachverständigenorganisationen eine Rolle.

In dem Forschungsbericht /U 2/ sind weitere Beispiele hinsichtlich Behälter- und Armaturenansammlungen vorgestellt.

### **2.6.3 Darstellung der Auswirkung einer Wasserdruckprüfung auf eine geschweißte Rohrleitungskomponente im Hinblick auf deren Betriebsverhalten und Vergleich mit einer entsprechenden Komponente ohne Wasserdruckprüfung**

In diesem Teil des Forschungsvorhabens wurde rechnerisch analysiert, ob und in welcher Weise eine Wasserdruckprüfung tatsächlich zur Reduzierung von Schweißeigenstressungen führt. Zu diesem Zweck wurden Belastungszustände mit und ohne Druckprüfung simuliert und miteinander verglichen. Dabei wurden zwei unterschiedliche Fälle einer Rohrschweißung jeweils für austenitisches und ferritisches Materialverhalten betrachtet:

- Fall 1 - „durchgehende, mehrlagige Schweißnaht“: Es wird auf Eigenspannungsprofile aus der Literatur /U 36/ zurückgegriffen.
- Fall 2 - „Reparaturnaht“: Es werden eigenständige elastisch-plastische FEM-Simulationen für verschiedene Rohrgeometrien und Belastungszustände vorgenommen.

Zur Bewertung des Einflusses der Druckprüfung wurden für ausgewählte Fälle zusätzlich bruchmechanische Analysen zur Bestimmung der kritischen Risstiefe und des zyklischen Risswachstums (Ermüdungsrisswachstum) durchgeführt.

Da die Schweißeigenstressprofile für austenitische und ferritische Schweißnähte gleichen Aufbaus grundsätzlich als vergleichbar eingeschätzt werden, ergeben sich auch keine grundlegend anderen Schlussfolgerungen hinsichtlich der Auswirkungen von Eigenspannungsumlagerungen, nur Unterschiede im Detail:

#### Austenit

- Druckprüfungen zum Umbau von Schweißeigenstressungen sind nur bei Betriebstemperaturen unterhalb 200°C zielführend.
- Bei Betriebstemperaturen oberhalb 200°C sind die Betriebsbelastungen abdeckend bzgl. des Eigenspannungsumbaus.

#### Ferrit

- Die Druckprüfung bewirkt geringe Effekte im Umbau von Eigenspannungen.
- Die gleiche Wirkung wird durch die Betriebsbelastung bei höheren Temperaturen erreicht.

Für die Betrachtung der möglichen Auswirkungen einer Druckprüfung im Rahmen bruchmechanischer Bewertungen ist der Umstand entscheidend, dass eine Druckprüfung bei Raumtemperatur im Gegensatz zu einer Wärmebehandlung am Ende des Schweißvorgangs keinen Abbau, sondern lediglich eine Umlagerung der Eigenspannungen bewirkt. Spannungsspitzen werden durch das lokale Fließen reduziert, die Vergleichmäßigung des Eigenspannungsprofils führt aber gleichzeitig zum Abbau von Druckeigenstressungen an anderer Stelle des Querschnitts. Das so geänderte Gesamtstressprofil über der Wanddicke, d. h. entlang des potentiellen Risswachstumspfad, führt trotz des Abbaus von Spannungsspitzen nicht notwendigerweise zu

einer Verlangsamung des möglichen Ermüdungsrisswachstums und größeren kritischen Rissgrößen im Vergleich zum Eigenspannungsprofil ohne Druckprüfung.

Der Effekt einer Druckprüfung auf das mögliche Wachstum vorhandener Schweißnaht-  
risse und das Erreichen kritischer Rissgrößen ist i. a. vernachlässigbar gering, kann  
aber sogar ungünstig sein. Ein nennenswerter Nutzen einer Druckprüfung ist aus den  
bruchmechanischen Bewertungen nicht ableitbar. Dies gilt sowohl für Fertigungsnähte  
als auch für Reparaturenähte.

#### **2.6.4 Zusammenfassende Bewertung im Hinblick auf die deutschen Kernkraft- werke**

Die Durchführung von Druckprüfungen nach erfolgten Reparaturen, Austauschmaß-  
nahmen oder der Neuerrichtung von drucktragenden Anlagenteilen ist in den einschlä-  
gigen Vorschriften für drucktragende Bauteile und Komponenten als abschließender  
Nachweis für die Integrität der Bauteile und deren Verbindungen vorgesehen. Dies  
wurde im Allgemeinen in der kerntechnischen Praxis auch derart umgesetzt. Jedoch  
ist in den aktuell gültigen Regelwerken ein Ersatz der Druckprüfung durch andere Prüf-  
methoden oder Maßnahmen nicht ausdrücklich ausgeschlossen.

Aus den durchgeführten Analysen, sowohl zum Stand der Anwendung der Druckprü-  
fung nach Instandhaltungsarbeiten in den deutschen Kernkraftwerken als auch aus  
den im Rahmen dieses Forschungsvorhabens durchgeführten rechnerischen Analy-  
sen, lässt sich die Schlussfolgerung ziehen, dass die wesentlichen Ziele einer Druck-  
prüfung durch die für ferritische, höherfeste Stähle gemäß Regelwerk nach dem  
Schweißen geforderten Spannungsarmglühungen sowie durch geeignete Ersatzmaß-  
nahmen kompensiert werden können bzw. durch das Einwirken der betrieblichen Be-  
dingungen erreicht werden.

##### **1. Integraler Integritätsnachweis**

Ausgehend von den Zielstellungen der Druckprüfung besteht die Möglichkeit, mit ei-  
nem umfassenden Prüfkonzept bestehend aus Fertigungsüberwachung, ZfP-Maßnah-  
men während und nach der Errichtung sowie WKP-Maßnahmen im Betrieb einen min-  
destens gleichwertigen Ersatz für den mit der Durchführung einer Druckprüfung beab-  
sichtigten integralen **Integritätsnachweis** bereitzustellen.

##### **2. Nachweis der Dichtheit**

Für eine Überprüfung der Dichtheit erweisen sich Monitoring-Konzepte grundsätzlich  
als bessere Option gegenüber einer Druckprüfung. Zudem kann mit einer Online-Über-  
wachung die Dichtheit im Vergleich zur einmaligen Druckprüfung über die gesamte  
Betriebszeit überwacht werden.

##### **3. Abbau von Schweißeigenspannungen und Spannungsspitzen**

Wir hatten dargestellt, dass folgende Ziele einer Druckprüfung durch den ausschließ-  
lichen Einsatz von zerstörungsfreien Prüfverfahren nicht erreicht werden können:

- Abbau von Spannungsspitzen durch Einbringen von Druckeigenstressungen (plastisches Verformen) und
- Abbau von Eigenstressungen aus der Herstellung, insbesondere von Schweißstressungen.

Aus den Ergebnissen der durchgeführten Berechnungen wird deutlich, dass die betrieblichen Beanspruchungen (hoher Betriebsdruck und zum Teil hohe Temperaturen) in geschweißten Rohrleitungsbauteilen bezüglich der Schweißstressungen und Spannungsspitzen im Schweißgefüge bzw. im angrenzenden Grundwerkstoff mindestens den gleichen Effekt wie eine bei Raumtemperatur durchgeführte Druckprüfung bewirken können.

Die Durchführung einer Druckprüfung zum Abschluss von Errichtungs- oder Instandhaltungsmaßnahmen an drucktragenden Komponenten in Kernkraftwerken ist im Hinblick auf die Zielstellung, einen integralen Nachweis der Integrität und Dichtheit zu liefern, durch Maßnahmen der begleitenden Kontrolle und ZfP ersetzbar. Im Hinblick auf den Eigenstresszustand und Spannungsspitzen in den geschweißten Bauteilbereichen können Maßnahmen bei der Fertigung (Wärmebehandlung) sowie die betrieblichen Beanspruchungen mindestens denselben Effekt wie eine bei Raumtemperatur durchgeführte Druckprüfung ergeben.

## 2.7 Schlussbetrachtungen zu dem Forschungsvorhaben

Mit dem Abschluss des Forschungsvorhabens wurde das Ziel erreicht, den aktuellen Kenntnisstand zu ausgewählten Themenbereichen für Kernkraftwerkskomponenten (hier: Rohrleitungen nach Reparatur) aufzuarbeiten und nach Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) zu bewerten. Hinsichtlich der nuklearen Sicherheit leistet dieses Forschungsvorhaben somit einen Beitrag.

Über den während der Durchführung des Forschungsvorhabens bei anderen Stellen erzielten Fortschritt auf diesem Gebiet ist uns nichts bekannt geworden.

Über die Veröffentlichung des Berichtes /U 2/ und diesen Schlussbericht hinaus ist eine Präsentation der Forschungsergebnisse bei einer der kommenden Sitzungen der Reaktorsicherheitskommission (RSK) im Ausschuss Druckführende Komponenten und Werkstoffe (DKW) sowie der SMiRT 2021 - 26th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 8 – 13 August 2021 in Berlin geplant.

## 3 AP 3: Kenntnisstand und Ermittlung von realistischen $K_e$ – Faktoren

### 3.1 Aufgabenstellung

Den Hintergrund für das **Arbeitspaket AP 3** bilden entsprechend der Ausschreibung für das Forschungsvorhaben die folgenden Überlegungen:

Gemäß dem kerntechnischem Regelwerk KTA 3201.2 und KTA 3211.2 ist nachzuweisen, dass die druckführenden Wandungen von Kernkraftwerken im Rahmen der Auslegung allen spezifizierten mechanischen, thermischen sowie korrosiven Belastungen

(Belastungshöhe und Häufigkeit) und allen real auftretenden Belastungen mit den gemessenen Häufigkeiten in zulässiger Weise über die gesamte Betriebszeit standhalten. Eine Bewertung erfolgt im Rahmen der Spannungsanalyse für statische Beanspruchungen und im Rahmen der Ermüdungsanalyse für den Fall einer schwingenden Beanspruchung. Falls erforderlich sind für postulierte Fehler noch bruchmechanische Bewertungen durchzuführen. Die Auswirkungen der Ursachen für im Betrieb mögliche Schädigungsmechanismen sind dabei mit zu berücksichtigen. Bei der Ermüdungsanalyse können unterschiedliche Verfahren zur Anwendung kommen. Wird die vereinfachte elastisch-plastische Ermüdungsanalyse angewendet, so ist bei überelastischer Beanspruchung der Einfluss plastischer Verformungen durch Verwendung des Faktors  $K_e$  zu berücksichtigen. Der Faktor  $K_e$  wird dabei für bestimmte Werkstoffgruppen durch einfache Berechnungsformeln in Abhängigkeit von der Beanspruchung festgelegt. Es können aber auch experimentell oder rechnerisch belegte oder aus der Literatur entnommene Werte verwendet werden. Aus veröffentlichten Untersuchungen kann abgeleitet werden, dass die Ermittlung von  $K_e$ -Faktoren entsprechend KTA überwiegend konservative Werte liefert. Bei relativ kleinen plastischen Verformungen ergeben sich allerdings auch Werte auf der nicht konservativen Seite. Entsprechend den Vorgaben in DIN EN 13445-3 ergeben sich deutlich kleinere  $K_e$ -Werte. Zudem ist zwischen mechanischer Beanspruchung (Korrekturfaktor  $K_e$ ) und thermischer Beanspruchung (Korrekturfaktor  $K_v$ ) zu unterscheiden. Bei Ermüdungsanalysen werden auch vermehrt  $K_e$ -Faktoren verwendet, die auf der Basis von FE-Berechnungen ermittelt wurden. Bei Ermüdungsfestigkeitsnachweisen auf Basis elastisch-plastischer FE-Berechnungen, wie z. B. in der aktuellen Fassung des ASME Code, Section VIII, Div. 2, kann ganz auf  $K_e$ -Faktoren verzichtet werden.

Das **Arbeitspaket AP 3** enthält folgenden Untersuchungsumfang:

1. Aufarbeitung des aktuellen nationalen und internationalen Kenntnisstandes (Literatúrauswertung) bezüglich der Verwendung von  $K_e$  - Faktoren im Rahmen der Nachweisführung bei Ermüdungsanalysen
2. Durchführung von elastischen und elastisch-plastischen FE-Berechnungen zur Ableitung von  $K_e$  - Faktoren für drei unterschiedliche Bauteile (Reduzierstück, Stutzen, Rohrbogen) mit je zwei Geometrievarianten

Die untersuchten Lastfälle beinhalten sowohl überwiegend thermisch transiente als auch rein mechanische Belastungen. Zur Validierung der Berechnungsergebnisse wurden auch Lastfälle untersucht, bei denen die Beanspruchungsverhältnisse als Ergebnis experimenteller Untersuchungen aus vorherigen Forschungsvorhaben vorlagen.

3. Vergleich der vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse unter Verwendung von  $K_e$  - Faktoren mit einer vollständigen elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse
4. Hierbei werden exemplarisch aus den in 2. untersuchten Komponenten und Geometrievarianten zwei Fälle ausgewählt (großer und kleiner  $K_e$  - Faktor) und vergleichend gegenübergestellt.

5. Zusammenfassende Bewertung im Hinblick auf die Vorgehensweise im deutschen kerntechnischen Regelwerk und Berichterstellung

### **3.2 Voraussetzung, unter denen das FE-Vorhaben durchgeführt wurde**

Die wesentlichen Voraussetzungen, unter denen das durchgeführte Forschungsvorhaben realisiert wurde, gliedern sich in die personellen und materiellen Voraussetzungen, die im Nachfolgenden kurz aufgeführt sind.

#### a) Personelle Voraussetzungen

Arbeitsgruppe der beteiligten Sachverständigen

- Beckert, Martin
- Busse, Rainer
- Trieglaff, Ralf

#### b) Materielle Voraussetzungen

EDV-Hard- und Software:

- FE-Software Abaqus
- FE-Software Ansys

### **3.3 Planung und Ablauf des Vorhabens**

Die Laufzeit des AP1 des Forschungsvorhabens startete am 01.10.2018 und endete am 31.03.2020. Das erste Projektgespräch mit Vertretern des BMU und des BASE fand am 13.11.2018 statt. Die Präsentation der Zwischenergebnisse und Abstimmung des weiteren Vorgehens erfolgte mit dem zweiten Projektgespräch am 06.09.2019. Das Schlussgespräch fand am 27.08.2020 statt.

Zur Umsetzung der Bearbeitung des AP 3 wurde folgende Vorgehensweise gewählt:

Es werden die Grundzüge der vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse gemäß dem deutschen kerntechnischen Regelwerk (KTA) sowie deren theoretische Basis dargestellt.

Anhand der verfügbaren nationalen und internationalen Literatur wird der aktuelle Kenntnisstand bezüglich der Verwendung von  $K_e$  - Faktoren im Rahmen der Nachweisführung mittels Ermüdungsanalysen zusammengetragen. Zusätzlich werden weitere internationale kerntechnische Regeln in Form des französischen Regelwerks RCC-M und des japanischen Regelwerks JSME herangezogen. Vergleichend werden auch die Methoden des deutschen Regelwerks für unbefeuerte Druckbehälter AD 2000-Merkblatt S2 sowie das entsprechende europäische Regelwerk EN 13445-3 Kapitel 18 dargestellt.

Des Weiteren werden die Grundzüge einer elastisch-plastischen FE-Berechnung zur Ermittlung von  $K_e$  - Faktoren auf der Basis des Vorgehens des ASME VIII-2 als Regelwerk für konventionelle Druckgeräte dargestellt sowie Ergebnisse elastisch-plastischer Berechnungen aus der Literatur zusammengetragen.

Die Ergebnisse von elastischen und elastisch-plastischen FE-Berechnungen zur Ableitung von  $K_e$  - Faktoren für drei unterschiedliche Bauteile (Reduzierstück, Stutzen, Rohrbogen) mit je zwei Geometrievarianten werden dargestellt. Auf der Grundlage der Literaturrecherche werden bevorzugt Bauteile betrachtet, für die die Beanspruchungsverhältnisse anhand experimenteller Untersuchungen, die in vorherigen Forschungsvorhaben durchgeführt wurden, bekannt sind und die für die Validierung der Berechnungen herangezogen werden. So wird das Berechnungsmodell für einen Stutzen aus den Benchmark-Berechnungen der World Nuclear Association aus dem WNA-CORDEL „Code Harmonization Project“ herangezogen. Die Berechnungen beinhalten sowohl überwiegend thermisch transiente als auch rein mechanische Belastungen. Unterschieden wird bei diesen Berechnungen zwischen austenitischem und ferritischem Materialverhalten, da sich die Bildungsvorschrift des  $K_e$  - Faktors unterscheidet. Für die Ermittlung der Dehnungsschwingbreite auf der Basis einer elastisch-plastischen FE-Berechnung ist das Materialgesetz von großer Bedeutung. Angaben zu den Materialgesetzen finden sich vereinzelt in der Fachliteratur und nur in wenigen Regelwerken, wie dem ASME VIII/2. Daher finden in den durchgeführten elastisch-plastischen FE-Berechnungen die zyklischen Spannungs-Dehnungskurven des ASME VIII/2 Anwendung.

Aus den durchgeführten Berechnungen für drei Komponenten mit jeweils zwei Geometrievarianten werden zwei Fälle ausgewählt, wobei ein Fall mit geringen plastischen Dehnungen (kleiner  $K_e$  - Faktor) und ein anderer Fall mit größeren plastischen Dehnungen (großer  $K_e$  - Faktor) bei der Auswahl gezielt berücksichtigt werden.

Für die beiden ausgewählten Fälle wird ein Vergleich der Ergebnisse der vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse unter Verwendung von  $K_e$  - Faktoren mit den Ergebnissen der elastisch-plastischen Ermüdungsanalysen durchgeführt sowie eine Einordnung in die Ergebnisse der Literaturrecherche vorgenommen.

Im Hinblick auf die Vorgehensweise im deutschen kerntechnischen Regelwerk wird abschließend eine zusammenfassende Bewertung vorgenommen.

### **3.4 Wissenschaftlicher und technischer Stand, an dem angeknüpft wurde**

Ziel des Forschungsvorhabens war es, die nationalen und internationalen Entwicklungen auf diesem Gebiet der vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse unter Verwendung von  $K_e$  - Faktoren zu untersuchen, somit den wissenschaftlichen und technischen Stand darzustellen. Dieses ist ausführlich in dem TÜV Nord Forschungsbericht FKZ:4717R01371, AP 3: „Kenntnisstand und Ermittlung von realistischen  $K_e$  - Faktoren“ vom 08.05.2020 erfolgt. Die verwendete Fachliteratur ist in diesem Bericht /U 3/ ebenfalls angegeben. Die im Folgenden aufgeführten Unterlagen sind nur für das Verständnis der Ergebnisdarstellung aufgelistet:

/U 39/ AD 2000-Merkblatt S2, Fassung Dezember 2012  
Berechnung auf Wechselbeanspruchung

- /U 40/ ASME BPVC.III.1.NB, Fassung 2017  
Division 1 – Subsection NB Class 1 Components
- /U 41/ ASME BPVC.VIII.2, Boiler and Pressure Vessel Code, Fassung 2017  
Division 2, Alternative Rules
- /U 42/ ASME Code Case N-779, Class 1 Section III, Division 1, Fassung 2009  
Alternative Rules for Simplified Elastic-Plastic Analysis
- /U 43/ DIN EN 13445-3, Fassung Dezember 2018  
Unbefeuerte Druckbehälter –Teil 3: Konstruktion
- /U 44/ EPRI Technical Report TR-107533, Fassung 1998  
An Improved Approach for Performing Simplified Elastic-Plastic Fatigue  
Analysis
- /U 45/ EPRI Technical Report, Fassung 2018  
Development of an Alternative Approach to ASME Code Simplified Elastic-  
Plastic Analysis
- /U 46/ KTA 3201.2, Fassung November 2017  
Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren;  
Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung
- /U 47/ KTA 3211.2, Fassung November 2013  
Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des  
Primärkreises; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung
- /U 48/ USAS B31.7 - 1969  
USA Standard Code for Pressure Piping, Nuclear Power Piping
- /U 49/ Asada, Hirano, Nagata, Kasahara - 2010  
Overview of Code Case on alternative Design Methodology by using Elas-  
tic-Plastic Finite Element Analysis for Class 1 Vessels in the JSME Rules  
on Design and Construction  
ASME-PVP 2010-25525  
Pressure Vessels and Piping Division Conference, Washington, July 2010
- /U 50/ Grandemange, Heliot, Vagner, Morel, Faïdy - 1991  
Part 1: Improvements on Fatigue Analysis Methods for the Design of Nu-  
clear Components Subjected to the French RCC-M Code  
Welding Research Council Bulletin 361
- /U 51/ Lang, Rudolph, Ziegler - 2011  
Performance study of Ke factors in simplified elastic plastic fatigue anal-  
yses with emphasis on thermal cyclic loading  
International Journal of Pressure Vessels and Piping 88 330-347

- /U 52/ Langer - 1971  
Design-Stress Basis for Pressure Vessels,  
The William M. Murray Lecture 1970, Experimental Mechanics, Vol. 11, p.  
1-11,
- /U 53/ Reinhardt, Ranganath – 2018  
Comparison of New Proposal for Simplified Elastic-Plastic Analysis and  
Code Case N-779  
ASME-PVP 2018-85146  
Pressure Vessels and Piping Division Conference, Prag, Juli 2018
- /U 54/ Tagart - 1968  
Plastic Fatigue Analysis of Pressure Components, ASME Paper 68-PVP-  
3, Joint Petroleum/ASME Pressure Vessels and Piping Division Confer-  
ence, Dallas, TX

### 3.5 Zusammenarbeit mit anderen Stellen

Eine Zusammenarbeit mit anderen Stellen fand nicht statt.

### 3.6 Darstellung der erzielten Ergebnisse

#### 3.6.1 Auswertung der Literatur

Gemäß den kerntechnischen Schutzzielen sind die Nachwärmeabfuhr und damit der Erhalt des Kühlmittelinventars innerhalb der druckführenden Umschließung sowie der Einschluss radioaktiver Stoffe sicherzustellen. Hierzu ist auf der Grundlage des kerntechnischen Regelwerks, hier KTA 3201.2 /U 46/ und KTA 3211.2 /U 47/, nachzuweisen, dass die druckführenden Wandungen von Komponenten in Kernkraftwerken im Rahmen der Auslegung allen spezifizierten mechanischen und thermischen Belastungen und im Betrieb allen real auftretenden Belastungen (Belastungshöhe und Häufigkeit) standhalten.

Die Nachweisführung gegenüber zyklischen Belastungen, insbesondere mechanischen und thermischen Transienten, erfolgt auf der Basis einer Ermüdungsanalyse.

Die Bewertungsgrundlage für die Ermüdungsanalyse sind Ermüdungskurven, die auf vorwiegend dehnungsgesteuerten Versuchen von Kleinproben in Luftatmosphäre basieren.

Bei der Ermüdungsanalyse kommen unterschiedliche Verfahren zur Anwendung.

Die **vereinfachte elastisch-plastische Ermüdungsanalyse** darf angewendet werden, wenn die Vergleichsspannungsschwingbreite aller primären und sekundären Spannungen die Grenze  $3S_m$  ( $S_m$  = Spannungsvergleichswert aus der KTA 3201.2) für Bauteile aus Stahl sowie  $4S_m$  für Bauteile aus Stahlguss überschreitet, jedoch diese Grenzen von der Vergleichsspannungsschwingbreite der primären und sekundären Spannungen infolge mechanischer Belastungen eingehalten sind. Wird die vereinfachte elastisch-plastische Ermüdungsanalyse angewendet, so ist bei überelastischer

Beanspruchung der Einfluss plastischer Verformungen durch Verwendung des Dehnungserhöhungsfaktors  $K_e$  zu berücksichtigen. Der  $K_e$  - Faktor wird dabei für bestimmte Werkstoffgruppen durch einfache Berechnungsformeln in Abhängigkeit von der Beanspruchung festgelegt. Es können aber auch experimentell oder rechnerisch belegte oder aus der Literatur entnommene Werte verwendet werden.

In der KTA 3201.2 /U 46/ ist zur Anwendung der vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse die Vorgehensweise festgelegt:

Im Rahmen der vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse darf die  $3S_m$ -Grenze bei Stählen und die  $4S_m$ -Grenze bei Stahlguss mit der Vergleichsspannungsschwingbreite aus primären und sekundären Spannungen überschritten werden, wenn die nachfolgenden Anforderungen erfüllt werden.

Die Vergleichsspannungsschwingbreite aus primären und sekundären Membranspannungen und Biegespannungen ohne thermische Biegespannungen über der Wanddicke muss kleiner als oder gleich  $3S_m$  bei Stählen und kleiner als oder gleich  $4S_m$  bei Stahlguss sein.

Der Wert der halben Vergleichsspannungsschwingbreiten  $S_a$ , der mit der Ermüdungskurve gemäß Bild 7.8-1, Bild 7.8-2 oder Bild 7.8-3 der KTA 3201.2 /U 46/ zu vergleichen ist, muss mit dem Faktor  $K_e$  multipliziert werden. Die Begrenzung der thermisch bedingten fortschreitenden Deformation ist nachzuweisen.

Die Begrenzung der Erschöpfung infolge Ermüdung erfolgt nach Abschnitt 7.8.3. der KTA 3201.2 /U 46/.

Für lokale Wärmespannungen dürfen bei der Ermüdungsanalyse die elastischen Gleichungen verwendet werden. Die Querkontraktionszahl  $\nu$  ist gemäß /U 46/ zu auf einen Wert zwischen 0,3 und 0,5 zu korrigieren.

Die **allgemeine elastisch-plastische Ermüdungsanalyse** basiert abweichend zu den vorstehend aufgeführten Verfahren auf der Grundlage elastisch-plastischen Werkstoffverhaltens, wobei zusätzlich zu zeigen ist, dass kein Versagen infolge fortschreitender Deformation auftritt.

Die Basis der Methode zur Bestimmung der  $K_e$  - Faktoren gemäß der KTA 3201.2 /U 46/ sowie der KTA 3211.2 /U 47/ bilden die Festlegungen des Amerikanischen kerntechnischen Regelwerks ASME III /U 40/. In dem Bericht EPRI Technical Report 2018 /U 45/ wird die historische Entwicklung dieser Prozedur des ASME Regelwerks dargestellt.

In /U 45/ wird ausgeführt, dass die technische Grundlage für die, im ASME-Code Section III implementierte, vereinfachte elastisch-plastische Analyse auf einer Methode basiert, die ursprünglich von Langer /U 52/ entwickelt wurde.

Aus zwei Berechnungsmodelle leitete er die Basis für die Formeln zur Bestimmung des Dehnungserhöhungsfaktors  $K_e$  ab. Diese sind:

- a) ein sich verjüngender flacher Stab unter Zugbelastung und
- b) ein Kragträger.

Nach der Darstellung in /U 45/ schlug Tagart in /U 54/ eine Änderung von Langers Vorschlag vor, wonach der generische m-Wert von 2 nicht unbedingt für alle Materialien gelten sollte. Er schlug verschiedene Werte vor, die auf den ANSI / USAS B31.7 /U 48/ Regeln basieren. Bei den Werten wurde differenziert zwischen nichtrostendem Stahl, niedriglegiertem Stahl und Kohlenstoffstahl. Dies ergab den Ausdruck für  $K_e$ , der auch für die KTA Regeln 3201.2 /U 46/ und 3211.2 /U 47/ übernommen wurde.

Wie dargestellt, basiert die Methode zur Bestimmung des  $K_e$  – Faktors auf einfachen mechanischen Modellen sowie vereinfachten Festlegungen. Schnell zeigten sich Schwachpunkte und es ergaben sich Diskussionen, die zu Vorschlägen und geänderten Festlegungen in Regelwerken führten. Diese alternativen Methoden zielen sowohl auf einen Abbau von Konservativitäten als auch auf den Aufbau von Konservativitäten im Falle nicht berücksichtigter Effekte ab.

Auf Basis des Vergleichs der Ergebnisse der vereinfachten elastisch-plastischen Analyse mit denen einer detaillierten elastisch-plastischen Analyse sind hinsichtlich des Abbaus von Konservativitäten im Wesentlichen folgende Punkte zu nennen:

- Trennung der Betrachtung von mechanischen und thermischen Dehnungserhöhungsfaktoren
- Abminderung der bisherigen mechanischen Dehnungserhöhungsfaktoren
- Definition thermischer Dehnungserhöhungsfaktoren
- Definition einer geeigneten Überlagerungsvorschrift von mechanischen und thermischen Dehnungserhöhungsfaktoren

Hinsichtlich des Aufbaus von Konservativitäten im Bereich niedriger Spannungsschwingbreiten und im Bereich von Bauteilkerben werden folgende Punkte diskutiert:

- Gültigkeit der Grenze ( $S_n/3S_m = 1$ ), bis zu der der  $K_e$  – Faktor mit 1 festgelegt ist
- Höhe des  $K_e$  – Faktors im unmittelbaren Bereich dieser Grenze ( $S_n/3S_m = 1$ )
- Ergänzung um eine Anwendungsvorschrift für Bauteilkerben
- Bildungsvorschrift der  $K_e$  - Faktoren: Verwendung der Sekundärspannungsschwingbreite  $S_n$  (linearisierter Spannungsverlauf) oder der Spitzenspannungsschwingbreite  $S_p$  (nichtlinearer Spannungsverlauf = Gesamtspannungen)

In mehreren Veröffentlichungen wurden Verbesserungen der Regeln des ASME-Code für die vereinfachte elastisch-plastische Analysen vorgeschlagen, um die Schwachpunkte der vereinfachten Definition des  $K_e$  - Faktors zu vermeiden. Die Verbesserungsvorschläge beziehen sich auf eine Verringerung der Konservativitäten bei der Ermittlung der  $K_e$  – Faktoren, insbesondere bei thermischen Transienten und der Erhöhung der Konservativität in den Fällen, in denen eine Kerbwirkung zu berücksichtigen ist. Die Verbesserungsvorschläge werden in /U 3/ ausführlich beschrieben und hier nur genannt:

- Welding Research Council Bulletin (WRC) 361 aus dem Jahr 1991 /U 50/
- EPRI-Methodik für die vereinfachte elastisch-plastische Analyse /U 44/

- ASME Code Case N-779 /U 42/
- Neuer Vorschlag nach Reinhard, Raganath 2018 /U 53/
- Berechnung auf der Grundlage der vereinfachten Fließzonentheorie

Zusätzlich werden in /U 3/ die Methoden zur Bestimmung der Korrekturfaktoren für die vereinfachte elastisch-plastische Ermüdungsanalyse für weitere internationale kern-technische Regeln in Form des französischen Regelwerks RCC-M /U 51/ und des Japanischen Regelwerks JSME /U 49/ vorgestellt. Vergleichend werden auch die Methoden des deutschen Regelwerks für unbefeuerte Druckbehälter AD 2000-Merkblatts S2 /U 39/ sowie des entsprechenden europäischen Regelwerks EN 13445-3 Kapitel 18 /U 43/ dargestellt.

Aktuell erfolgt die Nachweisführung vermehrt auch auf der Basis elastisch-plastischen Materialverhaltens mit dem Ziel einer realistischen Ermittlung der Dehnungsschwingbreite, um Konservativitäten in der Nachweisführung abzubauen. Zum Nachweis der Unterschreitung der „Aufmerksamkeitsschwellen“, die zur Berücksichtigung des Medieinflusses hinsichtlich der Ermüdungsschädigung in den aktuell gültigen Fassungen der KTA 3201.2 /U 46/ und KTA 3211.2 /U 47/ definiert sind, findet diese Art der Nachweisführung vermehrt Anwendung.

In vielen Regelwerken wird die Möglichkeit eröffnet, eine Nachweisführung auf der Basis elastisch-plastischer Berechnungen durchzuführen, aber eine genaue Beschreibung der Vorgehensweise wird selten gegeben. Eine Ausnahme bildet hier der ASME VIII-2 /U 41/ als Regelwerk für konventionelle Druckgeräte, wo die Ermittlung des  $K_e$ -Faktors auf Grundlage elastisch-plastischen Materialverhaltens beschrieben ist.

Aus der Literatur wurden im Forschungsvorhaben Ergebnisse elastisch-plastischer FE-Analysen gesammelt und für die Verifizierung oder Diskussion der Verbesserungsvorschläge und dargestellten Regelwerksmethoden zur Ermittlung von  $K_e$  herangezogen.

Diese Berechnungen umfassen teilweise sehr einfache akademische, aber durchaus auch realitätsnahe Beispiele. Die Beispiele unterscheiden sich außerdem im verwendeten Materialgesetz (mit und ohne Verfestigung). Teilweise wurden nur mechanische Belastungen oder nur thermische Belastungen (meist Temperatursprünge) analysiert. In einigen Fällen wurde auch eine Kombination aus beiden berücksichtigt. Außerdem wurden gekerbte und ungekerbte Bauteile analysiert.

Es erfolgte eine getrennte Darstellung hinsichtlich der Ergebnisse von elastisch-plastischen FE-Analysen von Komponenten, die hinsichtlich der Beanspruchung durch thermische Transienten analysiert wurden, und für solche Komponenten, für die auf dieser Basis durch Vergleich mit einer elastischen Analyse ein entsprechender Korrekturfaktor ( $K_e$  – Faktor) in der ausgewerteten Literatur ausgewiesen wurde.

Die entsprechenden Datenpunkte wurden mit den Regelwerkskurven der KTA (ASME) für Austenit sowie für die Poisson'sche Korrektur bei alleiniger Analyse von thermischen Transienten und der Kurve aus dem französischen Regelwerk RCC-M für thermische zyklische Beanspruchungen verglichen. Bis auf den Bereich niedriger Dehnun-

gen deckt die Kurve für Austenit die Berechnungsergebnisse sehr konservativ ab. Hin-gegen ist eine alleinige Poisson'sche Korrektur als nicht abdeckend für die analysier-ten Beispiele zu bewerten. Die Regelwerkskurve aus dem RCC-M stellt sich als eine obere Grenzkurve dar und deckt auch die Ergebnisse im Bereich niedriger Dehnungen ab.

Ein entsprechender Vergleich wurde auch hinsichtlich der Berechnungsergebnisse für Analysen basierend auf Beanspruchung durch rein mechanische sowie in Kombination mit thermischen Transienten durchgeführt. Ein Vergleich mit der KTA (ASME)-Kurve für Austenit zeigt, dass diese für fast alle Ergebnisse inklusive Kerbwirkung abdeckend ist.

### **3.6.2 Beispielrechnungen**

Wie in der Aufgabenstellung vorgesehen wurden für drei unterschiedliche Bauteile (Reduzierstück, Stutzen, Rohrbogen) mit je zwei Geometrievarianten  $K_e$  – Faktoren auf der Basis elastischer FE-Berechnungen nach dem Standardverfahren der KTA/ASME, des neuen Vorschlages von 2018, des französischen Regelwerks RCC-M und des europäischen Regelwerks EN 13445-3 abgeleitet und verglichen. Des Wei-teren wurden für ausgewählte Geometrievarianten die ermittelten  $K_e$  - Faktoren der vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse mit den Ergebnissen der durchgeführten elastisch-plastischen FE-Berechnungen verglichen.

Die Ergebnisse der Berechnungsbeispiele bestätigen für das Standardverfahren ( $K_e$  KTA/ASME) deren Konservativität gegenüber anderen Verfahren sowie den Ergeb-nissen einer elastisch-plastischen Berechnung. Die Ergebnisse des „Neuen Vorschlages“ von 2018 sind weniger konservativ gegenüber dem Standardverfahren und zeigen teil-weise eine gute tendenzielle Übereinstimmung mit den Ergebnissen der elastisch-plastischen Berechnung. Für den Fall dominierender thermischen Spannungen sind die Ergeb-nisse der RCC-M Methode als realitätsnah zu bewerten, da diese die Ergeb-nisse der elastisch-plastischen Berechnungen ohne große Konservativitäten abde-cken. Dies gilt auch für linearisierte Spannungsschwingbreiten im Bereich niedriger Dehnungen. Die Ergebnisse für den  $K_e$  - Faktor auf der Basis der EN 13445-3 weisen die geringsten Werte auf und liegen teilweise unterhalb der Ergebnisse der elastisch-plastischen Berechnung. Hier sei aber darauf hingewiesen, dass dieses Regelwerk auf abweichenden Ermüdungskurven im Vergleich zu den hier verwendeten kerntechni-schen Regelwerken basiert und somit erst ein Vergleich der zulässigen Lastwechsel-zahl eine abschließende Bewertung erlaubt.

### **3.6.3 Bewertung hinsichtlich des KTA-Regelwerks**

#### **3.6.3.1 Konservativität des Verfahrens**

Auf der Grundlage der Auswertung verschiedener Veröffentlichungen, von Regelwer-ken und Regelwerksvorschlägen sowie eigener Berechnungen können wir hinsichtlich

der aktuellen Festlegungen im KTA-Regelwerk zur Bestimmung des Dehnungserhöhungsfaktors  $K_e$  folgende Aussagen ableiten:

Die Berechnungsergebnisse aus der Literatur sowie unsere eigenen Berechnungen bestätigen die Konservativität der aktuellen Festlegungen im KTA-Regelwerk zur Bestimmung des Dehnungserhöhungsfaktors  $K_e$ . Dies gilt unter den Voraussetzungen, dass die linearisierte Gesamtspannungsschwingbreite  $S_n$  den Wert von  $3S_m$  deutlich überschreitet, die Bedingung zur Begrenzung der mechanischen Spannungsschwingbreite von  $3S_m$  erfüllt ist und die thermischen Biegespannungen dominierend sind. Aus unseren Erfahrungen aus dem kerntechnischen Aufsichtsverfahren sind diese Bedingungen bei den ermüdungsrelevanten Lastfällen (Temperaturschock und –schichtung) in der Regel eingehalten.

Wenn die linearisierte Gesamtspannungsschwingbreite  $S_n$  den Wert  $3S_m$  nur geringfügig unter- oder überschreitet, können wie in den Abbildungen 32 und 33 in /U 3/ ersichtlich ist, die Ergebnisse von elastisch-plastischen Berechnungen die festgelegten Werte der Norm für den  $K_e$  – Faktor geringfügig überschreiten. Wenn bei elastisch-plastischen Berechnungen das Materialverhalten nicht als ideal elastisch-plastisch definiert wird, sondern anhand von zyklischen Spannungs-Dehnungskurven realitätsnah beschrieben wird, impliziert dies auch plastische Dehnungen unterhalb der Streckgrenze. Dies gilt insbesondere für Komponenten aus austenitischem Werkstoff. Erfahrungen aus dem kerntechnischen Aufsichtsverfahren zeigen, dass die Ergebnisse für die ermüdungsführenden Lasttransienten von Komponenten des Primär- und Sekundärkreises kaum in dieser Größenordnung der linearisierten Vergleichsspannungsschwingbreite  $S_n \approx 3S_m$  ermittelt wurden. Das Erfordernis einer elastisch-plastischen Berechnung zur Einhaltung des zulässigen Ermüdungsausnutzungsgrades  $D$  wurde meist durch das Erfordernis der Anwendung maximaler Werte für  $K_e$ - Faktoren (3,3 für Austenit oder 5,0 für Ferrit) auf der Basis elastischer Berechnungen begründet. Hier könnte eine gezielte Nachbewertung vorhandener Berechnungen für ermüdungsführende Bauteile in einem Anschlussprojekt an dieses Forschungsvorhaben diese Argumentation untermauern.

### **3.6.3.2 Berücksichtigung von Kerben**

Hinsichtlich der Bewertung von Kerben bei drucktragenden Komponenten wird diese Diskussion in den ausgewerteten Unterlagen getrennt für mechanische und thermische Belastungen geführt.

Für mechanische Beanspruchungen wird die Standardformel für  $K_e$ , wie diese im deutschen und amerikanischen Regelwerk implementiert ist, als ausreichend konservativ angesehen, so dass übliche Kerben mit abgedeckt sind. Hierbei ist die Begrenzung der Vergleichsspannungsschwingbreite aus primären und sekundären Membranspannungen und Biegespannungen ohne thermische Biegespannungen über der Wanddicke mit  $3S_m$  bei Stählen und mit  $4S_m$  bei Stahlguss in der KTA eine notwendige Bedingung. Außerdem sollten in deutschen kerntechnischen Anlagen, deren sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten nach dem Prinzip der Basissicherheit

konzipiert sind, Kerben in hochbeanspruchten Bauteilbereichen nahezu ausgeschlossen sein. Dies könnte durch ein Anschlussprojekt an dieses Forschungsvorhaben beispielhaft belegt werden.

Im Weiteren werden die ermittelten Spannungsüberhöhungen auf der Basis von linear-elastischen FE-Berechnungen im Bereich von Kerben mit sogenannten Formfaktoren beschrieben, deren ermüdungsschädigende Wirkung dem Langzeitfestigkeitsbereich in voller Höhe zuzuordnen ist. Untersuchungen im Zeitfestigkeitsbereich und vor allem im Kurzzeitfestigkeitsbereich zeigen eine deutliche Abminderung dieser ermüdungsschädigenden Wirkung. Dies wird durch eine lastwechselabhängige Korrektur auf der Basis einer effektiven Kerbwirkungszahl in der EN 13445-3 berücksichtigt. Die verfügbare Datenbasis für drucktragende Komponenten in Veröffentlichungen ist allerdings zu gering, um hier eine allgemeingültige Korrektur der Kerbwirkung im Kurzzeitfestigkeitsbereich abzuleiten. Dies könnte ein Grund sein, warum diese Korrektur bisher keinen Einzug in die anderen hier betrachteten Regelwerke gefunden hat. Hier wären zusätzliche Forschungsaktivitäten wünschenswert.

Für die thermische Beanspruchung ist in den neueren Konzepten eine Neuber-Korrektur für die Kerbwirkung enthalten. Diese wird aber selbst bei hoher Kerbwirkung ( $K_T=4$ ) durch den Standard  $K_e$  - Faktor der KTA abgedeckt. Diese Verfahren dienen einerseits zur Berücksichtigung von Kerben, sollen aber insgesamt Konservativitäten abbauen.

Wie die in Abbildung 32 und 33 in /U 3/ dargestellten Ergebnisse elastisch-plastischer Berechnungen, die auch übliche Kerben berücksichtigen, belegen, ist die daraus resultierende Dehnungserhöhung durch den Standard  $K_e$  - Faktor der KTA weitgehend abgedeckt.

### **3.6.3.3 Spitzenspannungsschwingbreite $S_p$ als Basis des $K_e$ - Faktors**

Ein weiterer Punkt der Diskussion ist, dass die Ermüdungsanalyse in kerntechnischen Regelwerken zur Ermittlung zulässiger Lastwechselzahlen oder Ausnutzungsgrade auf Spitzenspannungsschwingbreiten  $S_p$  basieren, aber die elastisch-plastische Korrektur  $K_e$  – Faktor auf linearisierten Spannungsschwingbreiten  $S_n$  beruhen. Dies hat zum Beispiel bei der Berechnung von Thermoschocks die Folge, dass am Anfang der Transiente die höchsten Spitzenspannungen auftreten und sich erst im Verlauf der Transiente eine quasistationäre Temperaturverteilung über die Wand einstellt und damit die höchsten linearisierten thermischen Spannungen. Für diesen Fall weichen die Zeitpunkte der berechneten maximalen Spitzenspannungen von denen der maximalen linearisierten Spannungen ab. Hier wird dem Anwender der entsprechenden Regelwerke keine klare Handlungsrichtlinie gegeben. Konservativ ist hier die Korrektur der maximalen Spitzenspannungsschwingbreite  $S_p$  mit dem maximalen  $K_e$  – Faktor auf Basis der linearisierten Spannungsschwingbreite  $S_n$ , auch wenn diese Spannungsschwingbreiten nicht zeitgleich auftreten. Dies vereinfacht das Vorgehen und reduziert den Berechnungsaufwand.

Ein anderer Weg zur Eliminierung dieses Problems ist die Ermittlung von  $K_e$  – Faktoren auf der Basis von Spitzenspannungsschwingbreiten  $S_p$  wie z. B. im japanischen

kerntechnischen Regelwerk implementiert. Hierfür ist aber ein prinzipiell anderes Vorgehen erforderlich. Die den  $K_e$  – Faktor repräsentierende Kurve basiert auf einer Vielzahl elastisch-plastischer Berechnungen typischer kerntechnischer Komponenten und stellt eine Grenzkurve der Ergebnisse dar.

Für das KTA-Regelwerk wäre hinsichtlich einer Harmonisierung der Anwendung zumindest eine textliche Ergänzung in Form einer klaren Handlungsrichtlinie, falls die Zeitpunkte der berechneten maximalen Spitzenspannungen von denen der maximalen linearisierten Spannungen abweichen, sinnvoll.

#### **3.6.3.4 Überlagerung von thermischen und mechanischen Spannungen**

Die in vielen Regelwerken und Verbesserungsvorschlägen vorgenommene getrennte Betrachtung von thermischen und mechanischen Spannungen wirft die Frage nach einer geeigneten Überlagerungsvorschrift auf. In den betrachteten Regelwerken und Vorschlägen reichen diese Festlegungen von der alleinigen Anwendung des  $K_e$  - Faktor für mechanische Lasten für den Fall des gleichzeitigen Auftretens von thermischen und mechanischen Lasten, über die additive Überlagerung der Anteile aus thermischen und mechanischen Lasten mit eigenen Dehnungskorrekturfaktoren und bis hin zu einer gewichteten Überlagerung der Anteile aus thermischen und mechanischen Lasten mit eigenen Dehnungskorrekturfaktoren.

Der damit verbundene Abbau von Konservativitäten erhöht aber die Komplexität der Anwendung der Berechnungsvorschriften, da hier die linearisierten Spannungsschwingbreiten hinsichtlich ihrer Belastungsursache zu bilden sind. Dieses Vorgehen erhöht den Berechnungsaufwand für den Anwender, aber auch die Fehleranfälligkeit bei der Interpretation der Bildungsvorschriften für die Dehnungskorrektur.

Dies mag auch einer der Gründe sein, warum im Rahmen der letzten Überarbeitung der KTA 3201.2 und KTA 3211.2 Konzepte für eine getrennte Bewertung von thermischen und mechanischen Spannungen diskutiert wurden, diese aber keinen Einzug in die entsprechenden Regelentwürfe fanden. Bei dem aktuellen Verfahren der vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse stellt sich diese Fragestellung nicht.

#### **3.6.3.5 Elastisch-plastische Berechnungen**

Generell haben Bildungsvorschriften für die Dehnungskorrektur, die auf den Ergebnissen elastisch-plastischen Berechnungen basieren (wie im französischen und japanischen kerntechnischen Regelwerk), die beste Übereinstimmung mit den Ergebnissen elastisch-plastischer Berechnungen.

Anzumerken ist, dass das Vorgehen für elastisch-plastische Analysen in den betrachteten Regelwerken mit Ausnahme des konventionellen ASME VIII-2 Regelwerkes kaum geregelt ist. Hier wären Vorgaben für den Anwender hinsichtlich der Formulierung des Materialgesetzes, der Fließbedingung und der Verfestigungsparameter wünschenswert.

Im Kurzzeitfestigkeitsbereich ist neben dem Ermüdungsversagen auch das Versagen aufgrund von fortschreitender plastischer Deformation (Ratcheting) zu betrachten. Im Falle der konkreten Regelung der Durchführung von Ermüdungsanalysen auf der Grundlage elastisch-plastischer Berechnungen sollte dieses im Einklang mit der Nachweisführung gegenüber thermischem Ratcheting stehen.

Des Weiteren ist die Datenbasis von Materialversuchen, auf denen die Ermüdungskurven im Kurzzeitfestigkeitsbereich beruhen, generell wenig umfassend. Die Definition des  $K_e$  - Faktors sollte generell im Einklang mit einer entsprechenden Datenbasis stehen. Aussagefähige Versuche von Kleinproben bis hin zu reale Komponenten repräsentierenden Versuchskörpern könnten hier einem weiteren Wissenszuwachs dienen.

### **3.6.3.6 Bewertung der vorgestellten Verfahren**

Viele internationale Forschungsarbeiten sind in Zusammenhang mit Aktivitäten hinsichtlich der Laufzeitverlängerung bestehender kerntechnischer Anlagen unter Berücksichtigung des ermüdungsschädigenden Einflusses des Mediums einzuordnen. Ziel ist der Abbau von Konservativitäten auf der Basis der Neubewertung bereits in der Vergangenheit durchgeführter Ermüdungsanalysen. Daher ist bei den dargestellten Verbesserungsvorschlägen keine generelle Änderung der Vorgehensweise festzustellen. Allerdings zeigen die Ergebnisse des neuen Vorschlags nach Reinhard, Raganath 2018 /U 53/, dass diese weniger konservativ gegenüber dem Standardverfahren der KTA/ASME sind und teilweise eine gute tendenzielle Übereinstimmung mit den Ergebnissen der elastisch-plastischen Berechnung zeigen. Daher scheint diese Methode als Verbesserung gegenüber dem Standardverfahren geeignet, wenn diese auch nicht alle Kritikpunkte beseitigt.

Eine alternative Vorgehensweise bildet die Berechnung auf der Grundlage der vereinfachten Fließzonentheorie. Im Anhang der KTA 3201.2 /U 46/ wird als mögliche Alternative für den Ratcheting-Nachweis auf die Anwendung der vereinfachten Fließzonentheorie verwiesen. Unter der Voraussetzung einer weiteren Validierung wäre ein Verweis in der KTA auf dieses Verfahren hinsichtlich des vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsnachweises ebenfalls sinnvoll.

Hinsichtlich der Regelwerksverfahren zeigt das Vorgehen im französischen Regelwerk zur Bewertung thermischer Spannungen eine gute Übereinstimmung mit den Ergebnissen der elastisch-plastischen Berechnungen.

Um realitätsnahe Ergebnisse bei der vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse zu ermitteln, ist das Vorgehen im Japanischen Code Case NC-CC-005 sinnvoll. Die Berechnung der Korrekturfaktoren unter Verwendung der Spitzenspannungsschwingbreite stellt eine Vereinfachung in der Anwendung dar. Grundlage hierfür ist die Generierung einer abdeckenden Kurve auf der Basis einer Vielzahl von elastisch-plastischen Berechnungen. Eine Übertragung dieser Kurve wäre für deutsche kerntechnische Anlagen zu validieren.

### 3.6.3.7 Fazit

Auf der Grundlage der durchgeführten Untersuchungen sehen wir keinen Überarbeitungsbedarf der getroffenen Regeln im KTA-Regelwerk im Hinblick auf eine nicht konservative Vorgehensweise.

Allerdings gibt es verschiedene Ansätze zur Verbesserung der bestehenden Regelung. Nahe an den bisherigen Regelungen erscheint der neue Vorschlag nach Reinhard, Raganath 2018 /U 53/ als eine Option. Durch diesen werden Konservativitäten abgebaut und explizit Kerben berücksichtigt. Die Übernahme der Regelung aus dem französischen kerntechnischen Regelwerk speziell für thermische Beanspruchung zeigt eine gute Übereinstimmung mit elastisch-plastischen Berechnungen. Als eine zusätzliche Option kann auch das Verfahren der vereinfachten Fließzonentheorie nach Prof. Hübel gesehen werden. Auch das Vorgehen im Japanischen Code Case NC-CC-005 hinsichtlich der Durchführung und Auswertung einer Vielzahl elastisch-plastischer Berechnungen repräsentativer kerntechnischer Komponenten könnte auf deutsche kerntechnische Anlagen übertragen werden.

Aus unserer Sicht wäre es daher sinnvoll, im Hinblick auf die Weiterentwicklung internationaler Anforderungen in einem künftigen Projekt konkrete Vorschläge für aktualisierte Regelungen zu entwickeln. Damit könnte eine qualifizierte Beteiligung aus Deutschland an der internationalen Regelwerksentwicklung ermöglicht werden.

## 3.7 Schlussbetrachtungen zu dem Forschungsvorhaben

Mit dem Abschluss des Forschungsvorhabens wurde das Ziel erreicht, den aktuellen Kenntnisstand sowie die nationalen und internationalen Entwicklungen auf dem Gebiet der vereinfachten elastisch-plastischen Ermüdungsanalyse unter Verwendung von  $K_e$  – Faktoren darzustellen und zu bewerten. Hinsichtlich der nuklearen Sicherheit leistet dieses Forschungsvorhaben somit einen Beitrag.

Über den während der Durchführung des Forschungsvorhabens bei anderen Stellen erzielten Fortschritt auf diesem Gebiet ist uns nichts bekannt geworden.

Über die Veröffentlichung des Berichtes /U 3/ und diesen Schlussbericht hinaus wurden die Forschungsergebnisse bei der 179. Sitzung der Reaktorsicherheitskommission (RSK) im Ausschuss Druckführende Komponenten und Werkstoffe (DKW) am 25.06.2020 vorgestellt. Geplant ist eine Präsentation der Ergebnisse auf der SMiRT 2021 - 26th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 8 – 13 August 2021 in Berlin und der ASME Pressure Vessels & Piping Conference 2021.

#### **4      Unterlagen**

- /U 1/    TÜV Nord Forschungsbericht FKZ:4717R01371, AP 1: „Materialanforderungen an Brennelemente“, vom 27.07.2020
  
- /U 2/    TÜV Nord Forschungsbericht FKZ:4717R01371, AP 2: „Beschreibung der Anforderungen an zusätzliche Nachweise nach Reparaturen von Rohrleitungen“, vom 30.04.2020
  
- /U 3/    TÜV Nord Forschungsbericht FKZ:4717R01371, AP 3: „Kenntnisstand und Ermittlung von realistischen  $K_e$  - Faktoren“, vom 08.05.2020

## Anlage 1 – Erfolgskontrollbericht

### **1. Beitrag des Ergebnisses zu den förderpolitischen Zielen**

Die politischen Konzepte und Strategien des BMU bedürfen solider und wissenschaftsbasierter Entscheidungsgrundlagen. Regelungen in den Bereichen Umweltschutz, Naturschutz, und nukleare Sicherheit müssen überprüft und bei Bedarf weiterentwickelt werden. Hinsichtlich der nuklearen Sicherheit leistet dieses Forschungsvorhaben einen Beitrag. Wie in der Ausschreibung zu diesem Forschungsvorhaben dargestellt, fordert der Gesetzgeber für den Betrieb der sechs im Leistungsbetrieb verbliebenen Kernkraftwerke (KKW) in Deutschland unabhängig von der gesetzlich festgelegten maximalen Restlaufzeit, dass der Betrieb der Anlagen auch wie bisher die erforderliche Schadensvorsorge nach dem Stand von Wissenschaft und Technik uneingeschränkt berücksichtigt. Dazu gehören insbesondere auch eine ständige werkstofftechnische Auswertung von Schäden an Systemen und Komponenten sowie die Aufklärung zugehöriger möglicher Schadensmechanismen.

Mit dem Abschluss des Forschungsvorhabens wurde das Ziel erreicht, den aktuellen Kenntnisstand zu ausgewählten Themenbereichen für Kernkraftwerkskomponenten (Brennelemente und Rohrleitungen nach Reparatur) aufzuarbeiten sowie den aktuellen Kenntnisstand zur Verwendung von  $K_e$ -Faktoren im Rahmen der Nachweisführung bei Ermüdungsanalysen darzustellen und nach Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) zu bewerten.

### **2. Wissenschaftlich-technische Ergebnisse des FE-Vorhabens**

Die wissenschaftlich-technischen Ergebnisse des Forschungsvorhabens sind in diesem Schlussbericht für das AP1 in Kapitel 1.6, für das AP2 in Kapitel 2.6 und für das AP3 in Kapitel 3.6 dargestellt.

### **3. Erfindungen/Schutzrechtsanmeldungen und erteilte Schutzrechte**

Der Aufgabenstellung dieses Forschungsvorhabens entsprechend ist dieser Punkt nicht relevant.

### **4. Eventuell wirtschaftliche Erfolgsaussichten nach Auftragsende**

Der Aufgabenstellung dieses Forschungsvorhabens entsprechend ist dieser Punkt nicht relevant.

### **5. Eventuell wissenschaftlich und/oder technische Erfolgsaussichten nach Auftragsende**

Ergebnisse dieses Forschungsvorhabens können in Regelwerks-gremien nicht-kerntechnischer Druckgeräte wie EN 13445 und EN 12952 zur Verfügung gestellt werden.

**6. Eventuell wirtschaftliche und wissenschaftliche Anschlussfähigkeit für eine mögliche notwendige nächste Phase bzw. die nächsten innovativen Schritte**

Für das AP3 werden in dem Kapitel 3.6.3.7 (Fazit) dieses Berichtes hinsichtlich der wissenschaftlichen Anschlussfähigkeit Vorschläge unterbreitet.

**7. Arbeiten, die zu keinen Lösungen geführt haben**

Der Aufgabenstellung dieses Forschungsvorhabens entsprechend ist dieser Punkt nicht relevant.

**8. Präsentationsmöglichkeiten für mögliche Nutzer – z.B. Anwenderkonferenzen**

Präsentationsmöglichkeiten für mögliche Nutzer sind in diesem Schlussbericht in für das AP1 in dem Kapitel 1.7, für das AP2 in dem Kapitel 2.7 und für das AP3 in dem Kapitel 3.7 dargestellt.

**9. Einhaltung der Kosten- und Zeitplanung**

Der Kostenplan- und Zeitplan wurde eingehalten.



