



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 –  
Bericht zu Arbeitspaket 1

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 – Bericht zu Arbeitspaket 1**

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-010/21**

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:  
urn:nbn:de:0221-2021090628422

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

## **Forschungsbericht**

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**

### **AP 1: Materialanforderungen an Brennelemente**

**27.07.2020**

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

## Zusammenfassung

Im Rahmen eines Forschungsauftrags des BMU mit dem Aktenzeichen 4717R01371 haben wir im Arbeitspaket 1 den Stand der aktuellen Forschung zu den Materialanforderungen an Brennelemente und mögliche Auswirkungen auf die derzeit gültigen Materialanforderungen an Brennelemente in deutschen Kernkraftwerken untersucht. Es erfolgt zuerst eine Aufarbeitung des nationalen und internationalen Kenntnisstands der Anforderungen an Materialien anhand der Regelwerke. Diese Anforderungen an die Materialien der Brennelemente beschreiben einen Bereich, innerhalb dessen ein Betrieb der Kernkraftwerke mit den Brennelementen zulässig ist. Dieser zulässige Bereich ist den jeweiligen Versagens- oder Schadensgrenzen vorgelagert.

Es wurden aktuelle Forschungsergebnisse zu Ursachen von Schäden und ihre Auswirkungen betrachtet. Dabei wurden Forschungsschwerpunkte ausgewählt, deren Ergebnisse in nächster Zeit zu Änderungen in den Anforderungen an Materialien der Brennelemente führen können. Folgende Themen wurden betrachtet: unzulässigen Verformungen von Brennelementen in deutschen Kernkraftwerken, hohe Oxidschichtdicken im oberen Bereich von M5<sup>®</sup> Brennstäben, Brüche von Niederhaltefedern an Brennelementen sowie die aktuellen Entwicklungen im Bereich von Advanced Tolerant Fuel (ATF). Bei den ATF-Entwicklungen wurde dabei der Schwerpunkt auf die kurzfristig umsetzbaren Entwicklungen gelegt.

Wir kommen zu dem Schluss, dass es aufgrund des aktuellen Kenntnisstands im Bereich der lateralen Brennelement-Verformung nicht möglich ist, im bestehenden deutschen Regelwerk zusätzliche konkrete Anforderungen zu formulieren, die eine unzulässige laterale Verformung ausschließen. Dazu sind weitere Untersuchungen erforderlich. Bezüglich der erhöhten Korrosion im oberen Brennstabbereich und den Brüchen von Niederhaltefedern ergeben sich keine zusätzlichen Anforderungen zu den existierenden Materialanforderungen.

Aufgrund des Auftretens der Brennelementverformung und der erhöhten Korrosion an Brennstäben, sollte nach unserer Auffassung die KTA 3101.3 um eine Anforderung eines Inspektionsplans ergänzt werden. In der KTA 3101.3 wären 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 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.

## Inhaltsverzeichnis

1	Abkürzungsverzeichnis .....	5
2	Einleitung .....	6
3	Grundlagen, Zielstellung und Vorgehensweise .....	7
4	Aufbau eines Brennelements .....	8
5	Aufarbeitung des aktuellen nationalen und internationalen Kenntnisstandes (Literaturlauswertung) bezüglich der Materialanforderungen und -kennwerte für Brennelemente .....	12
5.1	Anforderungen an Brennelemente im deutschen Regelwerk .....	12
5.1.1	Grundsätzliche Anforderungen .....	12
5.1.2	Struktur .....	14
5.1.3	Brennstab .....	16
5.2	Ausländische Regelwerke .....	19
5.3	Zusammenfassender Vergleich der Anforderungen .....	22
6	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) .....	23
6.1	Brennelementverformungen .....	23
6.1.1	Beschreibung von unzulässigen Brennelementverformungen .....	25
6.1.2	Gründe für unzulässige Verformungen .....	26
6.1.3	Auswirkungen von unzulässigen Brennelementverformungen .....	29
6.1.4	Maßnahmen gegen die Verformung .....	33
6.1.5	Empfehlungen der RSK .....	37
6.2	Erhöhte Korrosion im Bereich des oberen Endes von Brennstäben mit M5®- Hüllrohren .....	38
6.3	Brüche an Brennelement-Niederhaltefedern .....	41
6.4	ATF-Brennelemente .....	42
6.4.1	Entwicklungen am Hüllrohr .....	44
6.4.2	Entwicklungen am Brennstoff .....	49

7	Bewertung der derzeit an die Materialkennwerte gestellten Anforderungen vor dem Hintergrund aktueller Forschungsergebnisse und unter Berücksichtigung der genannten Schäden und Verformungen der Brennelemente. ....	50
7.1	Brennelementverformung .....	51
7.2	Erhöhte Korrosion.....	53
7.3	Brüche an Brennelement-Niederhaltefedern .....	53
7.4	ATF-Brennelemente .....	54
8	Zusammenfassende Bewertung im Hinblick auf die deutschen Kernkraftwerke und Berichterstattung.....	54
9	Unterlagen .....	58

## 1 Abkürzungsverzeichnis

AOO	Anticipated Operational Occurrences
ATF	Accident Tolerant Fuel
CFD	Computational Fluid Dynamics
DBNR	Departure from Nucleate Boiling Ratio; Verhältnis von kritischer zu örtlicher Wärmestromdichte
DNB	Departure from Nucleate Boiling; Übergang vom Blasensieden zum Filmsieden
DBA	Design Basic Accidents
DEC	Design Extension Conditions
DOE	Department of Energy
DWR	Druckwasserreaktor
EVA	Einwirkungen von Außen
EVI	Einwirkungen von Innen
ISpRK	interkristalline Spannungsrisskorrosion
KMV	Kühlmittelverluststörfall
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LVD	Leistungsverteilungsdetektoren
LWR	Leichtwasserreaktor
M5	Hüllrohrmaterial des Herstellers Framatome
MOX	Mischoxid
Opt. Zirlo	Hüllrohrmaterial des Herstellers Westinghouse
PCI	Pellet Cladding Interaction
PWSCC	interkristalline Spannungsrisskorrosion im Primärmedium
Q12	Quaternäre Zirconium-Legierung
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
SCC	Stress Corrosion Cracking
SiAnf	Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke
SpRK	Spannungsrisskorrosion
SWR	Siedewasserreaktor

## 2 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 Bericht beinhaltet die Darstellung der durchgeführten Untersuchungen und deren Ergebnisse für das **AP 1 Materialanforderungen an Brennelemente**. Den Hintergrund für dieses Arbeitspaket 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 (Literaturlauswertung) 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 strukturdynamische 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.

### **3 Grundlagen, Zielstellung und Vorgehensweise**

Das Projekt AP1 untersucht die Entwicklung der Materialanforderungen an Brennelemente. Um eine Zuordnung und eine Einschätzung der Anforderungen an Brennelemente zu erleichtern, erfolgt zunächst in Kapitel 4 eine kurze Beschreibung eines Brennelements für einen KWU-Druckwasserreaktor (DWR), da solche Brennelemente gemäß dem 1. Projektgespräch am 13.11.2018 primär betrachtet werden sollen. Die Beschreibung umfasst die Komponenten des Brennelements sowie ihre jeweilige Funktion im Betrieb und bei der Handhabung. Bei der Beschreibung der Brennelemente wird auch auf die Brennelemente von Siedewasserreaktoren eingegangen.

Danach erfolgt im Kapitel 5 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 Schutzzielen werden Auslegungskriterien und somit Anforderungen an das Material hergeleitet. Diese Auslegungskriterien führen für unterschiedliche, unterstellte Szenarien wie z.B. der bestimmungsgemäße 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 1, U 2, U 3/.

Das Brennelement besteht aus unterschiedlichen Komponenten (s. Kapitel 4). 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 3, U 5/. Je nach Brennelement-Design kommen unterschiedliche Materialien zum Einsatz (M5<sup>®</sup>, Zirlo<sup>™</sup> usw.). Die konkrete Ausführung eines Designs eines Brennelements kann unter das Geschäftsgeheimnis fallen. Für viele in der Konstruktion benutzten Materialien gibt es Patente (z.B. M5<sup>®</sup>, Opt. Zirlo<sup>™</sup>, Q12<sup>™</sup> usw.) oder sie fallen unter das Geschäftsgeheimnis.

In Kapitel 6 werden aktuelle Forschungsergebnisse zu Ursachen von Schäden 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, dass das Verhalten der Brennstäbe bei einem Störfall verbessern soll. Konkretes Ziel ist, dass die Wasserstofffreisetzung 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 Kapitel 7 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 /U29/ bewertet.

In Kapitel 8 erfolgt eine zusammenfassende Bewertung der Auswirkungen der Forschungsergebnisse im Hinblick auf deutsche Kernkraftwerke im Leistungsbetrieb.

#### **4 Aufbau eines Brennelements**

Die Brennelemente der im Leistungsbetrieb befindlichen Anlagen in Deutschland besitzen einen quadratischen Querschnitt. Die Konstruktion der Brennelemente besteht aus der Struktur und den Brennstäben (s. Abb. 2, Abb. 3)

Die wesentlichen Funktionen der Struktur eines Brennelements (und dem Brennelementkasten bei SWR-Brennelementen) bestehen aus vier Punkten /U 3/:

1. die Integrität des Brennelementes während des Betriebs sicherzustellen,
2. die Abschaltbarkeit zu gewährleisten,
3. die Wärmeabfuhr sicherzustellen und

4. die Handhabbarkeit zu gewährleisten.

Die wesentlichen Funktionen des Brennstabs bestehen aus zwei Punkten:

1. sicherer Einschluss des Brennstoffs und der radioaktiven Spalt- und Aktivierungsprodukte (1. Barriere) zu gewährleisten und
2. die Wärmeabfuhr sicherzustellen.

Die Struktur eines Brennelementes besteht aus mehreren Komponenten. Die Struktur von DWR-Brennelementen wird von den Abstandhaltern, den Führungsrohren und den Endstücken Kopf und Fuß gebildet.

Die Führungsrohre sind mit den Abstandhaltern und den Endstücken verbunden. Die Steuerstäbe (Steuerelementfinger) der Steuerelemente werden durch die Führungsrohre geführt und der Einfall der Steuerelemente wird im unteren Teil der Führungsrohre, der die Bezeichnung Stoßdämpfer trägt, hydraulisch gebremst. Die Verbindung Abstandhalter/Führungsrohr trägt mit zur Steifigkeit eines Brennelements bei.

Die Abstandhalter bilden ein Gitter, um die Brennstäbe auf Position zu halten. Sie bestehen aus dünnen Blechen, die an den Kreuzungspunkten miteinander verschweißt sind. Die Brennstäbe werden in den Abstandhalterzellen mit Hilfe von federnden Elementen und Noppen reibschlüssig gelagert (s. Abb. 1).

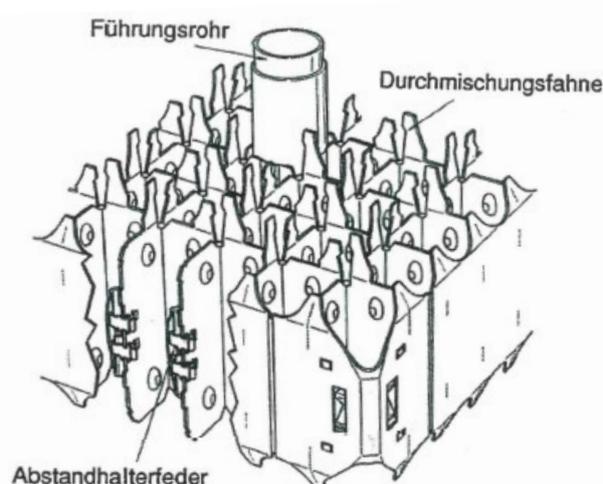


Abb. 1: Abstandhalter und Führungsrohr /U 50/

Die Endstücke Kopf und Fuß dienen zur Fixierung des Brennelementes im Kern. Dazu besitzen sie im Rahmen Zentrierbohrungen. Im Kopf befinden sich zur axialen Fixierung des Brennelementes im Kern Niederhaltefedern. Sie sollen das Abheben des Brennelementes

aufgrund von Strömungskräften verhindern. Die Handhabung der Brennelemente erfolgt über Greifklinken, die am Rahmen des Kopfes greifen.

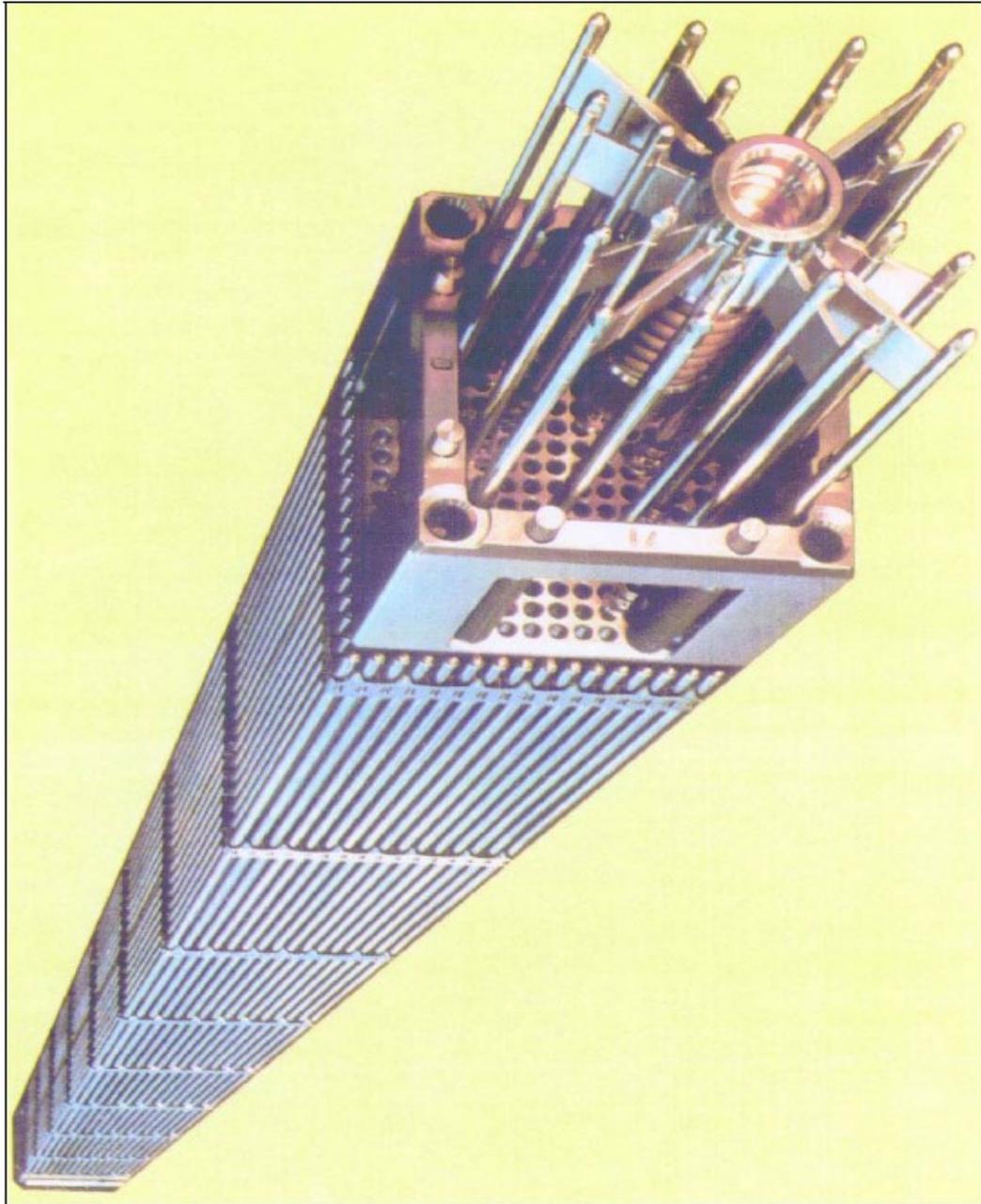


Abb. 2: Brennelement für einen Druckwasserreaktor mit eingesetztem Steuerelement /U 46/



Abb. 3: Brennelement für einen Siedewasserreaktor mit Brennelementkasten /U 51/

SWR-Brennelemente besitzen prinzipiell den gleichen Aufbau mit Struktur und Brennstäben, jedoch werden SWR-Brennelemente mit einem zusätzlichen Brennelementkasten eingesetzt, der zwischen Brennelementfuß und -kopf einen die Brennstäbe umschließenden Strömungskanal bildet. Anders als im DWR-Brennelement, in dem die Führungsrohre als tragende Strukturteile ausgeführt sind, wird die tragende Struktur in SWR-Brennelementen je nach Design durch im Brennelement angeordnete Wasserkanäle (zylindrische oder quadratische Rohre) oder durch sogenannte Konnektorstäbe gebildet. Die SWR-Steuer-elemente

(kreuzförmig angeordnete Platten) werden durch die Brennelementkästen geführt und fahren zwischen den Brennelementen ein, daher sind keine Führungsrohre für die Aufnahme von Steuerstabfingern erforderlich.

Der Brennstab besteht sowohl bei DWR- wie auch bei SWR-Brennelementen aus einem Hüllrohr, das an den Enden mit Endkappen gasdicht verschweißt ist. Im Innern eines Brennstabes befinden sich Brennstofftabletten, eine Brennstabfeder und ein Stützrohr.

Die Brennstofftabletten bestehen aus einem keramischen Werkstoff z.B.  $UO_2$ . Die Kanten der Tabletten sind abgefast und an den beiden Zylinderenden befindet sich jeweils eine konzentrische Vertiefung (Dishing). Im Fertigungszustand besteht zwischen den Brennstofftabletten und dem Hüllrohr ein kleiner Spalt, um die Tabletten bei der Fertigung einfüllen zu können. Das Stützrohr befindet sich unten im Brennstab und die Brennstofftabletten liegen auf. Die Brennstabfeder fixiert die Brennstofftabletten axial im Brennstab. Sie verhindert ein Durchrutschen der Brennstofftabletten beim Antransport der Brennelemente ans Kraftwerk. Dabei werden die Brennelemente in den Transportbehältern horizontal gelagert. Durch das Stützrohr und die Brennstabfeder wird ein freies Volumen, oberes und unteres Plenum genannt, im Brennstab aufgebaut, das für das im Betrieb freiwerdende Spaltgas als Füllvolumen dient. Das freie Volumen im Brennstab, das durch Brennstabfeder, Stützrohr und Tablettengeometrie erzeugt wird, ist mit Helium befüllt.

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

### **5.1       Anforderungen an Brennelemente im deutschen Regelwerk**

#### **5.1.1     Grundsätzliche Anforderungen**

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 3/ festgelegt. Grundlage der KTA 3101.3 sind die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf) /U 2/. In den SiAnf werden die grundlegenden Anforderungen für den Betrieb der Kernkraftwerke gestellt. Dort werden unter anderem unterschiedlichen Sicherheitsebenen für den Betrieb und Ereignisse sowie die dazugehörigen Anforderungen definiert.

Die Sicherheitsebenen in der SiAnf beschreiben konzeptionell unterschiedliche Anlagenzustände. Es wird zwischen folgenden Anlagenzuständen unterschieden: der Normalbetrieb

(Sicherheitsebene 1), der anomale Betrieb (Sicherheitsebene 2), die Störfälle (Sicherheitsebene 3) und sehr seltene Ereignisse (Sicherheitsebene 4a) /U 2/.

Auf der Grundlage der SiAnf werden in der KTA 3101.3 für die Sicherheitsebenen 1 bis 4a folgende grundlegende Schutzziele

1. Kühlung der Brennelemente
2. Kontrolle der Reaktivität
3. Einschluss der radioaktiven Stoffe

sowie das grundlegende radiologische Sicherheitsziel

4. Begrenzung der Strahlenexposition

aufgeführt.

Die resultierenden sicherheitstechnischen Anforderungen an die Materialien der Brennelemente leiten sich aus den Schutzzielen und dem radiologischen Sicherheitsziel ab.

Für Einwirkungen von Innen (EVI) und Außen (EVA) sowie für Notstandsfälle, die im übergeordneten Regelwerk, den SiAnf, nicht in die Sicherheitsebenen eingeordnet sind, werden in der KTA 3103.3 die gleichen Anforderungen wie auf Sicherheitsebene 3 gestellt.

Aus diesen Forderungen ergeben sich aufgrund der zu unterstellenden Belastungen Anforderungen an die Komponenten der Brennelemente. Für den Nachweis der Einhaltung der Anforderungen ergeben sich einzuhaltende Nachweiskriterien. Diese Nachweiskriterien müssen den Versagensgrenzen vorgelagert sein. Nach der KTA 3101.3 müssen die komponentenspezifischen Nachweiskriterien den Versagensgrenzen soweit vorgelagert sein, dass die Unsicherheiten aus der Bestimmung der Versagensgrenzen oder Abgrenzung des versagensfreien Bereichs berücksichtigt werden.

Die benutzten Werkstoffe der Komponenten müssen nach der KTA 3103.3 geeignet sein und es müssen alle wesentlichen Einflüsse auf die Werkstoffeigenschaften berücksichtigt werden. Die Werkstoffe sind so zu wählen, dass unter Berücksichtigung der auftretenden Spannungen keine Funktionsbeeinträchtigung durch Spannungsrissskorrosion auftritt. Ein weiteres Kriterium in der KTA 3103.3 für die Materialien ist, dass sie so gewählt sind, dass die Strahlenexposition durch Begrenzung der Aktivierung so gering wie möglich gehalten wird.

Die KTA 3103.3 fordert, dass die Verformung der Brennelemente (beim SWR der Brennelementkästen) so eingegrenzt werden muss, dass die Anforderungen der KTA 3103 /U 3/

hinsichtlich der Steuerstabbewegung eingehalten werden. Die Verformung der Brennelemente darf nicht zu Beschädigungen der Brennelemente oder der angrenzenden Komponenten führen. Das Verformungsverhalten der Brennelemente während des Betriebes ist im Rahmen der Auslegung zu bewerten.

Aufgrund der Schutzziele und der daraus resultierenden Anforderungen an Brennelemente ergeben sich für den jeweiligen Anlagenzustand unterschiedliche Nachweiskriterien. Dabei müssen die Nachweiskriterien für den bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebene 1 und 2) nicht zwangsläufig bei den Störfällen (Sicherheitsebene 3 und 4a) eingehalten werden.

Konkrete anlagenspezifische Forderungen an die Brennelementauslegung werden in den „Sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen“ der jeweiligen Kernkraftwerke erhoben /U 16/. Diese sind in der Regel Genehmigungsunterlagen.

In den folgenden Kapiteln 5.1.1 und 5.1.2 werden die Anforderungen der KTA 3103.3 an die Struktur und an den Brennstab dargestellt. Es erfolgt nach der Auflistung der Anforderungen eine kurze Erläuterung dieser Anforderungen, da diese im Text weiter benutzt werden und das Verständnis erleichtern. In Kapitel 5.2 thematisieren wir ausländische Regelwerke bzgl. der Materialien von Brennelementen.

### **5.1.2 Struktur**

Bei den Anforderungen an die Struktur (und den Brennelementkasten bei SWR-Brennelementen) im bestimmungsgemäßen Betrieb, werden Anforderungen bezüglich des Verhaltens im Betrieb, der Kompatibilität und der Handhabung aufgeführt. Hier werden nur Anforderungen der KTA 3101.3 betrachtet, die zu Anforderungen an Materialien des Brennelements im Betrieb führen.

Die Anforderungen der KTA 3101.3 für die Sicherheitsebenen 1 und 2 beinhalten folgende Aspekte:

- Spannungen und Dehnungen
- Geometrische Stabilität
- Ermüdung
- Korrosion
- Duktilität
- Lage des Brennstoffs

- Brennstablagerung
- Einfall der Steuerelemente (spezifisch für DWR-Brennelemente)

Für die Materialien der Komponenten, sowie der Verbindungen der Komponenten müssen die Spannungen und Dehnungen begrenzt sein. Dabei dürfen materialspezifische Grenzen nicht überschritten werden. Bei der Bewertung der Spannungen und Dehnungen müssen die im Reaktoreinsatz auftretenden Geometrieänderungen berücksichtigt werden. Für die Belastungen sind in der KTA 3101.3 Sicherheitsbeiwerte mit angegeben.

Um die geometrische Stabilität der Struktur bei axialen Belastungen sicherzustellen, dürfen die Strukturteile unter axialen Belastungen nicht knicken. Hierfür sind Sicherheitsbeiwerte in der KTA 3101.3 angegeben.

Eine Ermüdung des Materials kann durch zyklisch wechselnde Belastungen hervorgerufen werden. Dadurch kann es zu Schädigungen unterhalb der Belastungsgrenze kommen. Daher sind die Beanspruchungen der Komponenten der Struktur durch Ermüdung zu begrenzen. In der KTA 3101.3 sind die dabei zu beachtenden Ermüdungskurven mit angegeben.

Im Reaktoreinsatz tritt an den Komponenten Korrosion auf. Die Korrosion der Komponenten ist so zu begrenzen, dass eine ausreichende Dicke des Materials vorhanden ist, die die auftretenden mechanischen Belastungen abtragen kann.

Bei der Auslegung ist die Versprödung des Materials durch Neutronenfluss und Wasserstoffaufnahme zu berücksichtigen. Die Wasserstoffaufnahme ist, um die Duktilitätsminderung des Materials einzugrenzen, zu begrenzen.

Die axiale und radiale Position der Brennstäbe ist durch die Struktur sicherzustellen. Auf der Sicherheitsebene 1 ist die axiale Position des Brennelementes durch ausreichende Niederhaltungskräfte zu gewährleisten. Bei Transienten auf der Sicherheitsebene 2 lässt die KTA 3101.3 ein kurzzeitiges Abheben des Brennelementes unter folgenden Bedingungen zu: es dürfen keine unzulässigen Belastungen auftreten, die Kompatibilität zu angrenzenden Brennelemente ist weiter gewährleistet und es ist sichergestellt, dass das Brennelement auf die ursprüngliche Position zurückkehrt. Die axiale und radiale Lagerung der Brennstäbe muss so ausgelegt sein, dass die Position den Randbedingungen bzw. Vorgaben der neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Auslegung genügt.

Die Brennstabhalterung erfolgt reibschlüssig mit Federelementen und Noppen in den Abstandhalterzellen. Infolge von Schwingungen kann es an den Kontaktstellen zwischen dem Brennstab und den Abstandhalterzellen zu einem Abtrag am Hüllrohr kommen (Fretting). Dieser Abtrag ist zu vermeiden.

Beim Einfall eines Steuerelements in ein DWR-Brennelement treten zusätzliche Belastungen des Brennelements auf. Diese zusätzlichen Belastungen müssen in der Auslegung berücksichtigt werden.

Unter Punkt (5) und (6) des Kapitels 4.1.3 wird in der KTA 3101.3 gefordert, dass die Verformungen der Brennelemente zu begrenzen sind um die Steuerstabbewegung sicherzustellen und um Beschädigungen an benachbarten Brennelementen und Komponenten zu verhindern.

Die Anforderungen der KTA 3101.3 für die Sicherheitsebene 3 beinhalten folgende Punkte:

- Begrenzung von Verformungen
- Begrenzung von Spannungen

Für die Sicherheitsebene 4a wird die Begrenzung von Verformungen gefordert.

Die Verformungen sind so zu begrenzen, dass die Abschaltbarkeit und die Kühlbarkeit des Reaktors gewährleistet ist.

Die primären Spannungen müssen begrenzt sein und die materialspezifischen Grenzen dürfen nicht überschritten werden. Für die Belastungen sind diesbezüglich Sicherheitsbeiwerte angegeben.

### **5.1.3 Brennstab**

Die Anforderungen der KTA 3101.3 für die Sicherheitsebenen 1 und 2 beinhalten folgende Aspekte für den Brennstab:

- Spannungen und Dehnungen
- Duktilität
- Geometrische Stabilität
- Ermüdung
- Chemisch-mechanische Wechselwirkung und Spannungsrissskorrosion
- Korrosion
- Brennstabinnendruck
- Brennstofftemperatur

Wie bei der Struktur sind Spannungen auf werkstoffspezifische zulässige Werte zu begrenzen. Spannungen im Hüllrohr treten durch den Differenzdruck zwischen Brennstab und Kühlmittel, durch thermische Belastungen und Biegebelastungen auf. Diese Spannungen sind grundsätzlich auf werkstoffspezifische Werte zu begrenzen.

Jedoch ist bei schnellen Transienten (Sicherheitsebene 2) ein Überschreiten der Elastizitätsgrenze zulässig. Es ist dabei die tangentielle Gesamtdehnung (plastisch und elastisch) zu begrenzen.

Durch das Schwellen des Brennstoffs kann es auch zu einer Dehnung des Hüllrohres kommen. Dieser Langzeiteffekt wird durch eine Begrenzung der Vergleichsdehnung im Zugbereich beschränkt.

Die Änderung der Duktilität durch die Strahlung und durch die Wasserstoffaufnahme des Hüllrohrwerkstoffs durch Korrosion ist bei der Auslegung zu berücksichtigen. Die Wasserstoffaufnahme ist zu beschränken.

Elastisches Beulen und plastische Verformungen bei äußerem Überdruck sind auszuschließen. In der KTA 3101.3 sind Sicherheitsbeiwerte angegeben.

Durch zyklisch wechselnde thermische oder mechanische Belastungen kann es zu Schädigungen am Hüllrohr kommen. Daher sind die Beanspruchungen so zu begrenzen, dass kein Hüllrohrversagen auftritt.

Aufgrund von Leistungstransienten kann es zu einer chemisch mechanischen Wechselwirkung (PCI (Pellet Cladding Interaction)) mit anschließender Spannungsrissskorrosion (SCC (Stress Corrosion Cracking)) kommen. Diese Effekte sind so zu begrenzen, dass die Dichtigkeit des Brennstabes gewährleistet ist.

Die Korrosion am Hüllrohr ist so zu beschränken, dass eine ausreichende Dicke des Hüllrohrs zum Abtrag der mechanischen Belastungen erhalten bleibt.

Aufgrund des freiwerdenden Spaltgases kann es im Brennstab zu einem Überdruck kommen. Durch diesen Überdruck kann es durch Krieeffekte zu einer Spaltvergrößerung (Lift-Off) zwischen der Brennstoffsäule und dem Hüllrohr kommen. Dadurch wird die Wärmeleitung zwischen Brennstoff und Kühlmittel verschlechtert. Dies führt zu einer Temperaturerhöhung des Spaltgases und somit zu einer weiteren Druckerhöhung. Es kommt zu einer weiteren Spaltvergrößerung. Der Innendruckaufbau ist daher so zu begrenzen, dass es nicht zu der sich selbst verstärkenden Rückkopplung kommt.

Um eine Umverlagerung des Brennstoffs im Brennstab zu verhindern, muss die Temperatur des Brennstoffs unterhalb der Schmelztemperatur des Brennstoffs begrenzt werden.

In der KTA 3101.3 werden für unterschiedliche, unterstellte Störfallszenarien unterschiedliche Anforderungen gestellt. Auf der Sicherheitsebene 3 umfassen die Anforderungen folgende Aspekte:

- Deformation der Brennstabhüllrohre
- Dichtheit des Brennstabes
- Brennstofftemperatur

Bei einem Kühlmittelverluststörfall kommt es zu einem Druckabfall und durch den daraus resultierenden Überdruck im Brennstab kann es zur Deformation (Blähung) des Hüllrohres kommen. Durch eine Deformation der Hüllrohre wird der Kühlkanal verengt oder versperrt. Um eine ausreichende Kühlung zu gewährleisten ist die Deformation des Hüllrohres zu begrenzen.

Um eine Freisetzung des Brennstoffs zu verhindern ist die Dichtheit des Brennstabes zu gewährleisten. Diese Forderung wird in Kühlmittelverlust- (KMV) und Reaktivitätsstörfällen (RIA) nicht mehr erhoben (s. u.).

Die Schmelztemperatur sollte in Störfällen grundsätzlich nicht überschritten werden, wobei partielles Brennstoffschmelzen, solange die Rückhaltefunktion des Brennstabes nicht beeinträchtigt wird, zulässig ist.

Für den Kühlmittelverluststörfall (Sicherheitsebene 3) umfassen die Anforderungen folgende Aspekte:

- Hüllrohrtemperatur
- Korrosion
- Restduktilität
- Geborstene Brennstäbe

Um eine exotherme Hüllrohroxidation zu verhindern wird die maximale Hüllrohrtemperatur auf 1200 °C begrenzt.

Um die bei einem Störfall auftretende Wasserstoffmenge zu begrenzen, darf nicht mehr als 1 % des im Reaktor befindlichen Zirkoniums oxidieren.

Um bei der Hüllrohrwiederbenetzung (Quenchen) eine Fragmentierung des Hüllrohres auszuschließen, muss eine ausreichende Restduktilität oder eine ausreichende Restfestigkeit des Hüllrohres vorhanden sein.

Die Anzahl der geborstenen Brennstäbe wird bei einem 0,1F-Leck auf 1% aller Brennstäbe im Kern und bei größeren Lecks auf 10 % begrenzt. Im Falle eines Berstens von Brennstäben sind die Folgen durch doppelseitige Korrosion und möglichen Brennstoffaustrag zu berücksichtigen.

Die spezifische Anforderung bei Reaktivitätsstörfällen verlangt, dass der Brennstoff im Hüllrohr verbleibt.

Auf der Nachweisebene 4a kommen die Nachweiskriterien Hüllrohrtemperatur und Restduktilität zur Anwendung.

## **5.2 Ausländische Regelwerke**

Es erfolgt ein Ausblick in Regelwerke internationaler Organisationen und anderer Nationen mit Anforderungen an Materialien von Brennelementen. Dabei haben wir Einblick genommen in:

- Safety of Nuclear Power Plants /U 5/, IAEA
- Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants /U 4/, IAEA
- Nuclear Fuel Safety Criteria / U 1/, OECD
- Safety Reference Levels for Exiting Reactors /U 6/, WENRA
- Standard Review Plan /U 7/, USA
- Light Water Reactors Fuel Assembly Mechanical Design an Evaluation /U 8/, USA
- Safety of Nuclear Fuel in Power Reactors /U 9/, Großbritannien
- Conception des réacteurs à eau sous pression /U 10/, Frankreich
- Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb /U 11/, Schweiz

Der Aufbau dieser Anforderungen kann sich aufgrund der Organisation und der jeweiligen nationalen gesetzlichen Lage von dem Aufbau in Deutschland unterscheiden. Die Anforderungen ergeben sich aus den Schutzzielen /U 1, U 4, U 6, U 7, U 8, U 9, U 10, U 11/:

1. Kühlung der Brennelemente
2. Kontrolle der Reaktivität
3. Einschluss der radioaktiven Stoffe

Aus dem Schutzziel Kühlung der Brennelemente ergeben sich Anforderungen an die Erhaltung der kühlbaren Geometrie des Brennelementes.

Um die Kontrolle der Reaktivität sicherzustellen, muss der Einfall der Steuerelemente sichergestellt sein sowie die Position der Brennstäbe.

Die Sicherstellung der ersten Barriere führt zu Anforderungen an das Hüllrohrmaterial und an das Verhalten des Brennstoffs.

Wie in der KTA 3101.3 werden bei den Anforderungen unterschiedliche Szenarien betrachtet, die im Wesentlichen den Sicherheitsebenen in der SiAnf /U 2/ entsprechen. Für den bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebene 1 und 2) wird die Erhaltung der Integrität des Brennelements /U 7, U 8, U 9, U 10, U 11/ gefordert. Bei Störfall-Szenarien kann eine begrenzte Zahl von Brennstäben defekt werden, aber wie bei der KTA 3101.3 muss die Kühlbarkeit des Reaktorkerns erhalten bleiben /U 7, U 8, U 9, U 10, U 11/.

Wir gehen beispielhaft detaillierter auf die Empfehlungen der IAEA ein. Die IAEA hat eine Reihe von Schriften herausgegeben, die Anforderungen an den Betrieb von Kernkraftwerken beinhalten. In der SSG-52 (Specific Safety Guide) /U 4/ werden auf Basis der SSR-2/1 (Specific Safety Requirements) /U 5/ Anforderungen an die Auslegung von Brennelementen gestellt.

In der SSG-52 erhalten die Brennelemente und die Brennstäbe die höchste Sicherheitsstufe, da diese Bauteile wesentlich für die Erhaltung der folgenden Schutzziele sind:

- Kontrolle der Reaktivität
- Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern
- Einschluss der radioaktiven Stoffe

In der SSG-52 werden Aspekte aufgelistet, die bei der Auslegung eines Brennelements zu berücksichtigen sind. Es sollten Auslegungsparameter festgelegt werden, die die physikalischen, chemischen und mechanischen Effekte berücksichtigen, welche die Funktion der Brennelemente beeinträchtigen können. Für einige dieser Effekte werden Auslegungsparameter aufgeführt, deren zu bestimmenden Grenzwerte in der Anlage einzuhalten sind. Dabei wird zwischen folgenden Szenarien unterschieden:

- Normal Operation
- Anticipated Operational Occurrences (AOO)
- Design Basic Accidents (DBA)
- Design Extension Conditions (DEC)

Diese Einteilung findet eine Entsprechung in den Sicherheitsebenen der SiAnf /U 2/. Wir betrachten hier nur Parameter, die zu Materialanforderungen der Komponenten im Brennelement führen. Für Normal Operation und AOO (Sicherheitsebene 1 und 2) werden folgende Auslegungsparameter für das Brennelement aufgeführt:

- Struktur
  - Lage des Brennstoffs
  - Brennstablagerung
  - Geometrische Stabilität (Kühlbarkeit)
  
- Brennstab
  - Brennstofftemperatur
  - Geometrische Stabilität
  - Brennstabinnendruck
  - Korrosion
  - Begrenzung der Spannungen und Dehnungen
  - PCI

Für die Störfälle DBA und auslegungsüberschreitenden Ereignisse DEC wird wie in der KTA 3101.3 die Aufrechterhaltung der Kühlbarkeit des Reaktorkerns sowie keine Beeinträchtigung der Abschaltbarkeit gefordert. Es werden folgende Auslegungskriterien aufgeführt:

- Hüllrohrtemperatur
- Restduktilität
- Brennstofftemperatur
- Korrosion
- Wasserstoffmenge

In der SSG-52 werden die gleichen Effekte berücksichtigt wie bei der KTA 3101.3. Dabei werden diese nicht wie in der KTA 3101.3 immer als Auslegungsparameter formuliert.

### 5.3 Zusammenfassender Vergleich der Anforderungen

Da die gleichen Schutzziele angesetzt werden, ergeben sich die gleichen oder ähnlichen Anforderungen in den Regelwerken an die Materialien von Brennelementen. Der Detaillierungsgrad der Anforderungen kann sich unterscheiden. Konkrete Anforderungen ergeben sich unter Kenntnis der auftretenden Belastungen.

Bei der Betrachtung von Auslegungskriterien werden auch konkrete Effekte mit angegeben, die bei der Auslegung zu berücksichtigen sind, wie z.B. das Schwellen des Brennstoffs aufgrund der Strahlung.

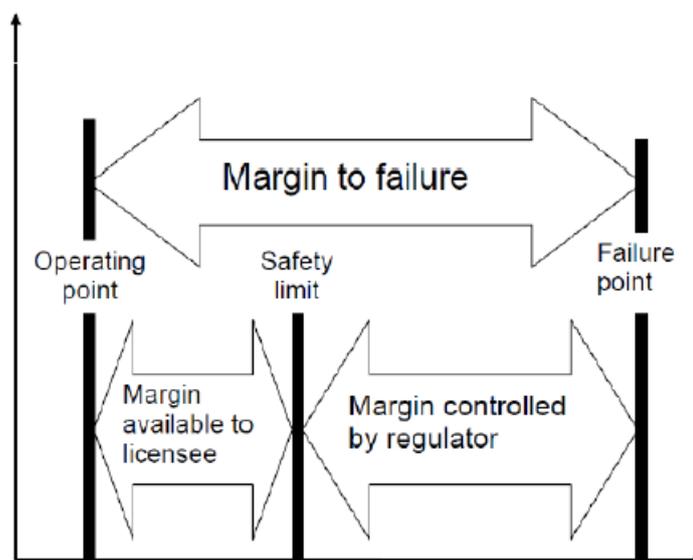


Abb. 4: Wahl der Auslegungsgrenzen /U 1/

In den Regelwerken wird gefordert, dass die Auslegungskriterien so gewählt werden sollen, dass ein ausreichender Abstand zur Versagensgrenze besteht. In der Unterlage der OECD /U 1/ ist dies anschaulich in einem Schema dargestellt (s. Abb. 4). Danach soll die Behörde den Abstand des Grenzwerts eines Auslegungskriteriums zur Defektgrenze festlegen. In der KTA 3103.3 muss der Abstand des Grenzwerts zur Defektgrenze soweit vorgelagert sein, dass die Unsicherheiten bei der Bestimmung mitberücksichtigt werden.

Zusammenfassend kommen wir zu dem Ergebnis, dass in den unterschiedlichen Regelwerken, abhängig vom Detaillierungsgrad, die gleichen Effekte und vergleichbare Anforderungen an die Materialien gestellt werden.

## **6 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 (Kühlmitteilverlust 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 deutsche KWU-Druckwasserreaktoren oder 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 16/ hat es eine Reihe von Untersuchungen bezüglich der Ursachen und Auswirkungen gegeben.

Im Zusammenhang mit den aufgetretenen Verformungen der Brennelemente kam es auch zu Befunden und 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.
- 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.

Nachfolgend gehen wir auf die oben genannten Themenbereiche ein.

### **6.1 Brennelementverformungen**

Eine wichtige Anforderung an Brennelemente ist die Erhaltung der Geometrie /U 2, U 3, U 7/. Durch die Erhaltung der Geometrie wird die Kontrolle der Reaktivität (Abschaltbarkeit) sowie die Kühlbarkeit des Reaktorkerns sichergestellt. Axiale und laterale Verformungen

von Brennelementen im Betrieb sind unvermeidbar. Solange die Verformungen die sicherheitstechnische Funktion des Brennelements nicht beeinträchtigen, sind sie akzeptabel. Eine gesonderte Betrachtung der Verformung der Brennelemente ist dann erforderlich, wenn es zu erhöhten lateralen Verformungen kommt. Laterale Verformungen sind ein Phänomen, das schon länger bekannt ist und auch weltweit in Druckwasserreaktoren auftritt /U 21, U 26/. In Abbildung 5 ist ein Beispiel für eine Verformung eines Brennelements dargestellt /U 20/.



Abb. 5: Beispiel für ein verformtes Brennelement /U 20/

Seit dem Jahr 2000 traten in deutschen Anlagen vermehrt erhöhte laterale Verformungen von Brennelementen auf, die auch zu meldepflichtigen Ereignissen geführt haben (z.B. /U 12, U 13, U 14, U 15, U 25, U 27, U 55). Aufgrund solcher Vorfälle untersuchte die RSK diese Verformungen /U 16/. Dabei wurden die möglichen Auswirkungen auf die Nachweise der Kernausslegung für den bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebene 1 und 2) sowie die Störfälle (Sicherheitsebene 3 und 4) betrachtet.

### 6.1.1 Beschreibung von unzulässigen Brennelementverformungen

Die Verformung der Brennelemente wird im Reaktorkern insgesamt durch die Kernumrandung begrenzt. Zwischen den Brennelementen befindet sich jeweils ein Wasserspalt. Nach der RSK /U 16/ beträgt der Nominalwert des Wasserspaltes zwischen zwei Brennelementen bei Zirkaloy-Abstandhaltern im warmen Zustand ca. 1,6 mm. Ohne Berücksichtigung der während des Einsatzes auftretenden Korrosion der Abstandhalter ergibt sich als Summe der Wasserspalte zwischen den Brennelementen und zur Kernumrandung ein maximales Spaltmaß infolge von Verformungen von bis zu 26 mm.

Die Anlagen waren in Deutschland von der Brennelementverformung unterschiedlich betroffen. In den betroffenen Anlagen traten unter anderem erhöhte Fallzeiten der Steuerelemente, Reibkorrosion an Abstandhaltern sowie Probleme bei der Handhabung der Brennelemente auf. So erreichte in einer Anlage ein Steuerelement aufgrund der Verformung nicht seine untere Endstellung oder die spezifizierten Fallzeiten wurden nicht erreicht /U 16, U 15 ME 11/047/. Durch die laterale Verformung (Verbiegung) der Brennelemente verbiegen sich auch deren Führungsrohre und es treten beim Verfahren oder Einfallen der Steuerelemente in den Brennelementen größere Reibkräfte auf, wodurch die Steuerelemente stärker abgebremst werden oder stecken bleiben können.

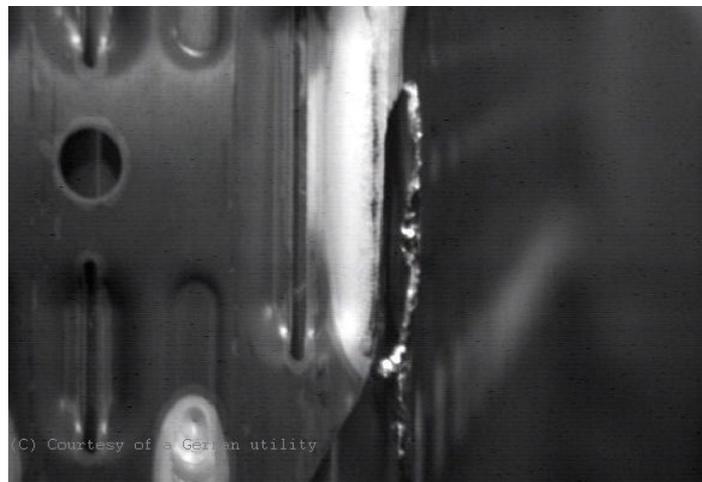


Abb. 6: Eckenschaden an einem Abstandhalter aufgrund von Reibkorrosion /U 25/

Unzulässige Verformungen der Brennelemente können Reibkorrosion an den Abstandhalterecken verursachen (s. Abb. 6). In einzelnen Fällen kam es zu durchtrennten Abstandhalterecken sowie zu Beschädigungen des sich dahinter befindlichen Brennstabs /U 14, ME 13/051/. Die Brennelementverformungen erschwerten das Be- und Entladen des Reaktorkerns und es kann bei der Handhabung zu Schäden an Abstandhaltern und Brennstäben kommen /U 15, ME 11/041/.

Geradheitsmessungen an den Brennelementen ergaben Brennelementverformungen von bis zu 25 mm bei C-förmiger Verbiegung. Es traten unterschiedliche Biegemuster wie C- oder S-förmige Verbiegungen auf (s. Abb. 7) /U 16, U 20/.

### 6.1.2 Gründe für unzulässige Verformungen

Das Brennelement erfährt im Betrieb axiale und laterale Kräfte (s. Abb. 7). Diese werden hervorgerufen durch Strömungskräfte (axial und lateral), den Auftrieb (axial), die Schwerkraft (axial), die Niederhalterfedern (axial) sowie den Kontakt von Nachbar-Brennelementen (lateral). Hinzu kommen Belastungen, die aus dem Längenwachstum der Führungsrohre sowie der Brennstäbe infolge der Bestrahlung herrühren. Diese Kräfte können zu Kriechverformungen des Brennelements führen /U 16/.

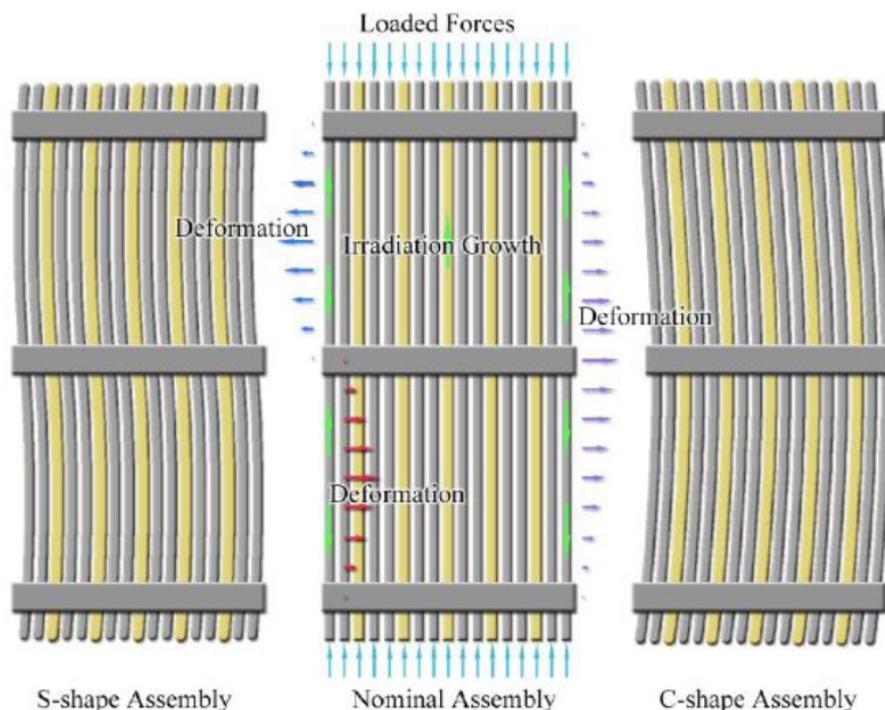


Abb. 7: S-förmig verformte, nominal und C-förmig verformte Brennelemente /U 20/

Diese Belastungen werden von der Brennelementstruktur abgetragen. Das sind hier im Wesentlichen die Führungsrohre in Verbindung mit den Abstandhaltern. Bei gleicher Belastung bestimmt die Steifigkeit der Konstruktion die laterale Auslenkung. Die Steifigkeit wird bestimmt durch den Trägheitsquerschnitt der Führungsrohre, deren Festigkeit sowie durch die Steifigkeit der Verbindung der Führungsrohre mit den Abstandhaltern. Einen weiteren Einfluss auf die Steifigkeit hat die Stützwirkung der Brennstäbe, die reibschlüssig über die Abstandhalterfedern mit der Konstruktion verbunden sind. Aufgrund der Relaxation der Abstandhalterfedern lässt die Stützwirkung der Brennstäbe im Laufe der Einsatzzeit nach.

Um ein Modell für die Verformung von Brennelementen zu entwickeln wird die Kenntnis der Ursachen und das Zusammenwirken der einzelnen Effekte benötigt. In /U 63/ werden im Hinblick auf die Modellentwicklung die einzelnen Effekte diskutiert, die Einfluss auf die Verformung der Brennelemente besitzen. Folgende Effekte können nach /U 63/ einen Beitrag zu Verformungen leisten:

- Niederhaltefedern

Die Kräfte, die durch die Niederhaltefedern hervorgerufen werden, reichen allein nicht aus um eine Verformung des Brennelements zu bewirken. Sie können aber aufgrund der Federkraft einen Beitrag zur Verformung der Brennelemente liefern.

- Längenwachstum

Das Längenwachstum der Führungsrohre wird durch die Strahlung verursacht und kann zu einer Verstärkung der Belastung durch die Niederhaltefeder beitragen. Aufgrund eines unterschiedlichen Längenwachstums der Brennstäbe im Vergleich zu den Führungsrohren kann es zu einer zusätzlichen Spannungsbelastung der Führungsrohre kommen. Durch Schrägabbrand wird das Längenwachstum der Brennstäbe unterschiedlich ausgeprägt und kann damit Biegemomente an der Struktur hervorrufen.

- Kriechen

Die plastischen Verformungen der Brennelemente werden auf Kriecheffekte zurückgeführt. Die Auslegung der Strukturteile ist so gewählt, dass die mechanischen Spannungen während des Einsatz im Reaktor unterhalb der Streckgrenze liegen. Die plastischen Dehnungen werden somit neben Strahlungswachstum durch Kriecheffekte hervorgerufen. Bei unter Spannung stehenden Materialien können durch den Neutronenfluss Kriechvorgänge verstärkt werden.

- Laterale Steifigkeit

Die laterale Steifigkeit des Brennelements bestimmt die elastische Verformung und die Spannungen in der Struktur. Je größer die elastische Verformung unter einer äußeren Last ist, um so größer sind die auftretenden Spannungen in der Struktur und damit die Kriechrate. Somit kann durch eine Erhöhung der Steifigkeit die Verformung reduziert werden. Die Steifigkeit des Brennelements wird durch die Steifigkeit der Führungsrohre, der Brennstäbe sowie ihrer Lagerung in den Abstandhaltern und der Steifigkeit der Verbindung Abstandhalter mit dem Führungsrohr bestimmt.

- Relaxation

Die Steifigkeit des Brennelements ändert sich aufgrund von Relaxationen im Laufe der Einsatzzeit. Die Brennstäbe werden von den Abstandhaltern reibschlüssig durch vorgespannte Federn/Federelemente gehalten. Die Federn relaxieren, so dass die Reibkräfte der Verbindung zwischen Brennstäben und Abstandhaltern geringer werden. Unter einer gegebenen Belastung führt die Reduktion der Federkräfte zu einer Verminderung der

lateralen Steifigkeit. Dieser Effekt verstärkt unter gegebenen Belastungen die Verformung der Brennelemente und somit die Spannung in den Führungsrohren. Die Niederhaltefedern der Brennelemente relaxieren im Einsatz ebenfalls. Dies führt zu einer Reduktion der axialen Belastung.

- Thermische Belastungen

Für das Kriechverhalten des Materials ist die Temperatur ein wichtiger Parameter. Durch die im Betrieb auftretenden lateralen Temperaturgradienten können infolge von Kriechen und thermischer Ausdehnung Biegemomente im Brennelement hervorgerufen werden.

- Schnelle Neutronen

Schnelle Neutronen können Strahlungswachstum hervorrufen und Kriechvorgänge verstärken. Die Verteilung des schnellen Neutronenflusses wird durch das Leistungsprofil bestimmt. Je nach Position im Reaktorkern kann der schnelle Neutronenfluss variieren. Durch laterale Flussgradienten können Biegemomente im Brennelement hervorgerufen werden.

- Laterale mechanische Kopplung

Durch die im Laufe des Einsatzes auftretenden Verformungen der Brennelemente kommt es zu einem mechanischen Kontakt der Brennelemente untereinander. Dadurch kann sich die Verformung eines Brennelementes über eine Reihe von Brennelementen fortsetzen und kollektive Verformungen hervorrufen. Durch den mechanischen Kontakt kann aber auch die Verformung durch ein steiferes Brennelement beschränkt werden.

- Laterale hydraulische Belastungen

Im Reaktorkern treten laterale Druckgradienten auf. Dabei ist der Druck in der Mitte höher als am Rand. Dadurch können laterale Kräfte an den Brennelementen auftreten, die Biegemomente an den Brennelementen hervorrufen. Diese hydraulischen Belastungen werden als eine der wichtigsten Ursachen für die Verformungen der Brennelemente angesehen.

Um die Verformungen von Brennelementen zu beschreiben, müssen die obigen Effekte mitberücksichtigt werden. Dabei spielen lokale und globale Effekte eine Rolle /U 64/. Im ersten Schritt benötigt man Programme, die das thermomechanische und das thermohydraulische Verhalten der Brennelemente beschreiben. Diese Programme müssen dann geeignet gekoppelt werden. Böke stellt in /U 22/ ein Schema (s. Abb. 8) von möglichen Kopplungen der Programme vor. Dabei wird auch auf die unterschiedlichen Möglichkeiten der Komplexität der Modelle eingegangen. So kann man von einem einfachen mechanischen Modell (Stab-Modell) auf ein komplexeres Brennelementmodell übergehen oder von einem einfachen thermohydraulischen Modell, das z.B. auf dem Thermohydraulikprogramm Cobra basiert, zu einem CFD-Programm (Computational Fluid Dynamics) wie CFX übergehen.

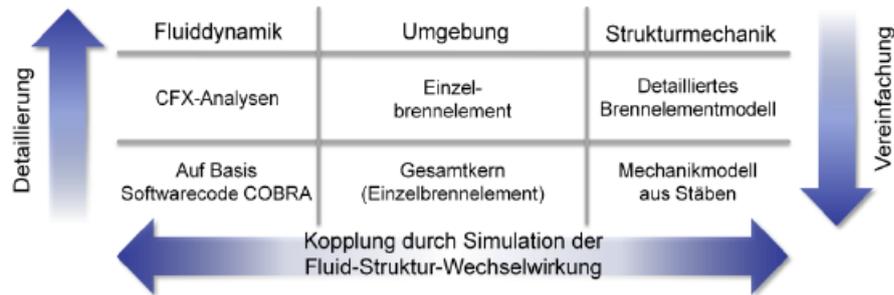


Abb. 8: Schema für die Entwicklung der Modelle /U 27/

EDF hat ein Programm mit einer vereinfachten Geometrie entwickelt /U 64/. Dort wurden die Ergebnisse der Analysen (Größe und Art der Verformung) mit Gerademessungen an Brennelemente für einen Kern verglichen. Nach Ansicht der Autoren zeigen die Vergleiche mit den gemessenen Werte annehmbare Ergebnisse.

In der Veröffentlichung von Wanninger /U 22/ wurden die Verformungen eines Brennelements mit Hilfe einer mechanischen Analyse unter thermohydraulischen Belastungen untersucht. Dabei wurde die Brennelementstruktur mit Hilfe eines Finiten Elemente Programms modelliert. Die lateralen thermohydraulischen Belastungen wurden durch ein zweidimensionales CFD Programm beschrieben. Die beiden Programme wurden dann miteinander gekoppelt. Nach der Analyse kommen die Autoren zu dem Schluss, dass das Kriechverhalten der Materialien die Verformungsrate beeinflusst und Änderungen der hydraulischen Bedingungen Einfluss auf das Biegemuster nehmen.

### 6.1.3 Auswirkungen von unzulässigen Brennelementverformungen

Die in Kapitel 6.1.1 beschriebenen Verformungen hatten direkte Auswirkungen auf die Integrität von Brennelementen, den Steuerelementeinfall und die Handhabung. Die erhöhte laterale Brennelementverformung hat durch veränderte Brennstababstände Auswirkungen auf die Moderation und somit auf die Leistungsdichte. Durch unzulässige Brennelementverformungen kann es zu veränderten Heizflächenbelastungen kommen. Es besteht die Möglichkeit, dass diese Effekte durch die für die Brennelemente vorliegenden Nachweise für den bestimmungsgemäßen Betrieb und für die Störfälle nicht abgedeckt werden /U 16/.

Die Auswirkungen der Brennelementverbiegung können Einfluss auf folgende Aspekte nehmen:

- Steuerelementgängigkeit (Verfahrbarkeit und Steuerelementeinfall)
- Reibkorrosion an Abstandhaltern
- Handhabung

- Leistungsüberwachung
- Heizflächenbelastung
- Strukturauslegung

Die möglichen Auswirkungen sind von der RSK /U 16/ betrachtet worden. Diese haben zu Empfehlungen der RSK geführt, die, soweit sie für die Anforderungen an Materialien relevant sind, weiter unten aufgeführt werden (s. Kapitel 6.1.4).

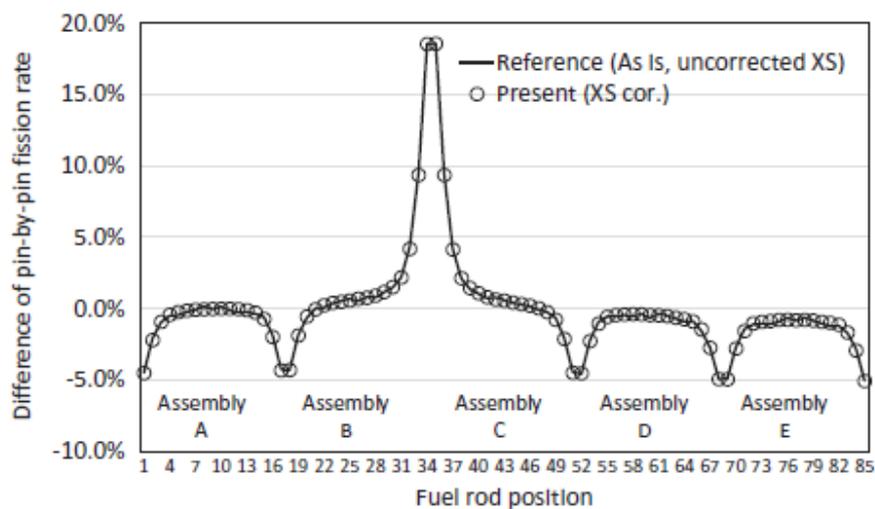


Abb. 9: Erhöhung der Spaltrate aufgrund eines vergrößerten Wasserspalts /U 17/

Durch die Brennelementverbiegung kann es aufgrund des vergrößerten Wasserspaltes zu Leistungsüberhöhungen kommen /U 16, U 17/. A. Yamamoto /U 17/ hat ein vereinfachtes Modell entwickelt um die Leistungsüberhöhungen zu beschreiben. Dabei hat er Analysen für MOX-Brennelemente, die empfindlicher auf eine Änderung der Moderation reagieren, durchgeführt und ist von einem Nominalwert von 2 mm für den Wasserspalt zwischen zwei Brennelementen ausgegangen. In Abbildung 9 sind die relativen Auswirkungen eines Wasserspaltes auf die Spaltrate für die einzelnen Brennstäbe dargestellt. Der vergrößerte Wasserspalt befindet sich zwischen den Brennelementen (Assembly) B und C. Deutlich ist der Leistungspeak bei den Randbrennstäben und die Abnahme der Spaltrate hin zum Innern der Brennelemente zu erkennen.

Auch in /U 23/ wurde ein vereinfachtes Modell entwickelt um die Auswirkungen der Verformung eines Brennelements auf die Leistungserzeugung zu untersuchen. Dort wurde ein nominaler Spalt von 1,2 mm unterstellt. Bei Spalten einer Größe von 18 mm erhält man gemäß /U 23/ eine lokale Leistungsüberhöhung von mehr als 10 %.

Ein weiteres anschauliches Bild der Auswirkungen eines vergrößerten Wasserspalts findet man bei R. Murkin /U 18/. Dort wurden zur Validierung eines Programms die Auswirkungen einer Brennstabverbiegung betrachtet. Dabei wurden die lokalen Änderungen im Brennstab untersucht. In der Abbildung 10 ist deutlich die höhere Leistung zum größeren Wasserspalt hin und die niedrigere Leistung hin zum kleineren Wasserspalt zuerkennen.

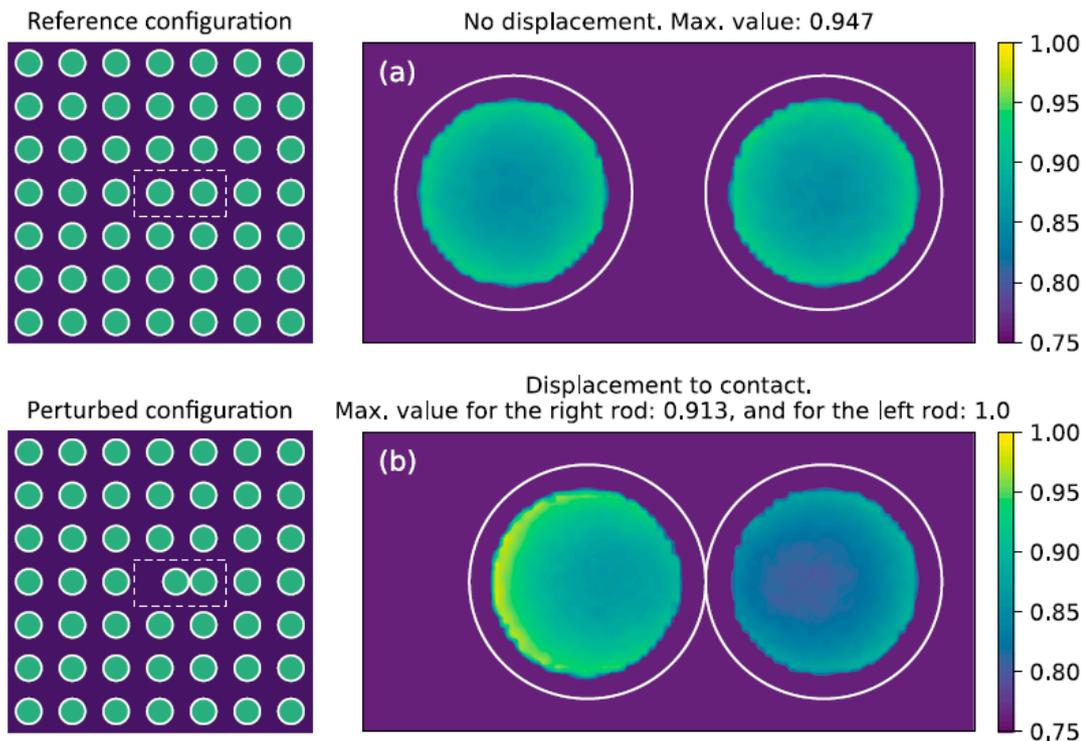


Abb. 10: Erhöhung der Leistung in einem Brennstab aufgrund von Verbiegung eines Brennstabes /U 18/

Auch die Untersuchungen der Auswirkungen von Spaltvergrößerungen durch AREVA /U 16/ zeigen, dass die Leistungsüberhöhungen am größten bei den Randstäben sind und zum Inneren hin abfallen.

Dort wird die lokale Leistung bei einem zusätzlichen Wasserspalt von 15 mm um einen Faktor von 1,23 erhöht. In der Stellungnahme der RSK wird darauf hingewiesen, dass sich die anfänglichen Leistungserhöhungen im Laufe der Zeit reduzieren. Ergebnisse von Untersuchungen deuten darauf hin, dass sich durch Spaltvergrößerungen sowohl der kernweite Maximalwert der lokalen Leistungsdichte als auch die maximale lokale Leistungsdichte im Überwachungsbereich einzelner Leistungsverteilungsdetektoren (LVD) erhöhen können.

Durch die kernweite Leistungsüberwachung wird sichergestellt, dass die den Nachweisen für den stimmungsgemäßen Betrieb und in den Störfällen unterstellten Leistungen nicht überschritten werden. Die RSK kommt zu dem Schluss, dass lokale Leistungsdichteerhöhungen in den Randstäben durch das Leistungsdichteprogramm nicht erfasst werden. Die

geänderte Leistungsdichteverteilung kann Auswirkungen auf die Brennstabauslegung für den bestimmungsgemäßen Betrieb als auch für Störfälle (Heißstabanalyse und Dehn-Berst-Verhalten der Brennstäbe) haben.

Durch die Brennelementverbiegung ändern sich die Brennstababstände an den Randstäben. Diese Änderungen des Abstandes könnten Einfluss auf das Verhältnis von kritischer zu örtlicher Wärmestromdichte (DNBR, Departure from Nucleate Boiling Ratio) besitzen. Durch die Einhaltung der Grenzwerte vom DNBR wird sichergestellt, dass kein Filmsieden an den Brennstaboberflächen auftritt. Durch Filmsieden kann es zu Brennstabschäden kommen.

Exemplarische kernweite Untersuchungen von AREVA /U 16/ zeigen, dass die Auswirkungen auf das kernweit minimale DNB-Verhältnis  $DNBR_{min}$  nur minimal sind, obwohl die Absenkung des DNBR im Einzelnen bis zu 10 % betragen kann. Die Brennelemente, die von den großen Absenkungen betroffen sind, waren nicht führend im DNBR. Bei den im DNBR führenden Brennelementen waren die Absenkungen nicht groß genug um den minimalen Wert des DNBR des Brennelements abzusenken. Dies liegt daran, dass Randstäbe deutlich höhere Werte für das DNBR aufweisen. Nach Auffassung der RSK ist der Punkt aber nicht abschließend geklärt und es sollten Sensitivitätsanalysen durchgeführt werden /U 16/.

Die Brennelementverformung kann Auswirkungen auf die Auslegung der Brennelementstruktur besitzen. Die Brennelementverformungen führen in den Führungsrohren zu lokalen Erhöhungen der Biegespannungen. Mit zunehmender Verformung wird bei der Knickbeanspruchung der Struktur aus dem idealen Knickfall eine Beanspruchung mit Biegespannung. Somit kann die Spannungsbeanspruchung unter Berücksichtigung des Biegeanteils oder die Knickbeanspruchung führend werden. Nach Ansicht der RSK /U 16/ lässt sich nach den vorliegenden Kenntnissen nicht ausschließen, dass die Brennelementverformungen Auswirkungen auf die Auslegung der Struktur haben können. Diese Betrachtung gilt bei vertikalen Belastungen der Struktur sowohl im bestimmungsgemäßen Betrieb als auch im Störfall.

Nach der RSK /U 16/ gib es Hinweise darauf, dass es einen Zusammenhang von der Höhe der Brennelementverbiegungen mit den Amplituden von Neutronenrauschen geben könnte.

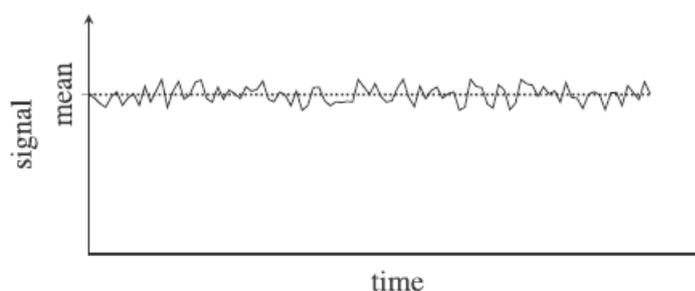


Abb. 11: Darstellung von Neutronenrauschen /U 48/

Bei einem Reaktor in einem stationären Zustand würde man bei den Messungen des Neutronenflusses eine glatte Linie erwarten. Stattdessen sieht man Fluktuationen um den konstanten Wert (s. Abb. 11) /U 48/. Dieser Effekt wird als Neutronenrauschen bezeichnet.

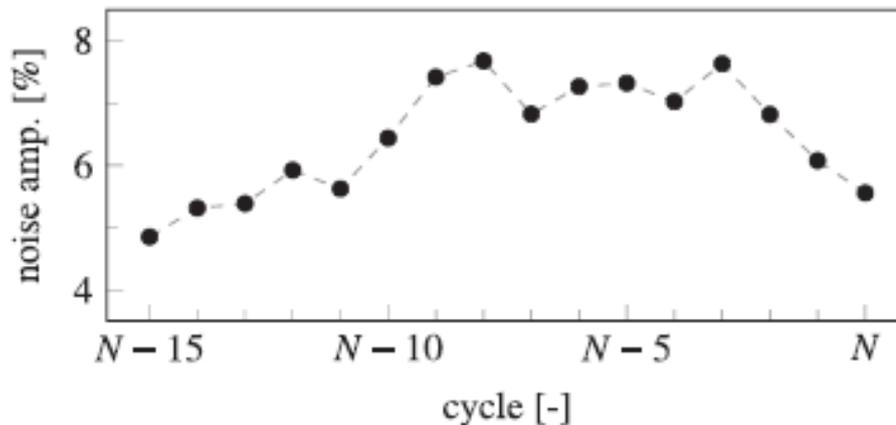


Abb. 12: Beispiel für den Verlauf der Amplitude vom Neutronenfluss im Verlauf der Zyklen /U 47/

Seit 2001 treten in einigen Druckwasserreaktoren Änderungen in den Amplituden des Neutronenrauschens auf (s. Abb. 12) /U 47, U 48/. Durch hohe Amplituden des Neutronenrauschens kann es durch die Reaktorschutzsysteme zu Leistungsreduktionen oder zu einer Reaktorschnellabschaltung (RESA) kommen. Das Auftreten der erhöhten Amplituden lässt sich in Verbindung mit der Einführung eines neuen Brennelement-Designs bringen. Analysen haben ergeben, dass das Verhalten des Neutronenrauschens nicht alleine auf thermohydraulischen Effekte zurückzuführen ist /U 47/. Untersuchungen mit vereinfachten Modellen zeigen, dass die Steifigkeit von Brennelementen Einfluss auf die Amplituden des Neutronenrauschens nehmen kann /U 48/. Die Autoren von /U 49/ kommen zu dem Schluss, dass bestimmte Phänomene des Neutronenrauschens auf die Schwingungen von Brennelementen und somit auf die Steifigkeit der Brennelemente zurückzuführen sind.

#### 6.1.4 Maßnahmen gegen die Verformung

Die in den Kernkraftwerken durchgeführten Maßnahmen gegen erhöhte laterale Verformungen der Brennelemente lassen sich in zwei Kategorien einteilen:

- Operative Maßnahmen
- Konstruktive Maßnahmen (Änderungen)

Diese Maßnahmen werden in den folgenden Kapiteln dargestellt.

### 6.1.4.1 Operative Maßnahmen

Bei den Beladep länen für die Reaktorkerne werden die gemessenen Brennelementverformungen berücksichtigt. Dies kann durch den vermehrten Einsatz von lateral steiferen Brennelementen oder Drehen der Brennelemente erfolgen. Brennelemente mit starker Verformung werden nicht auf Steuerelementpositionen gesetzt /U 16/.

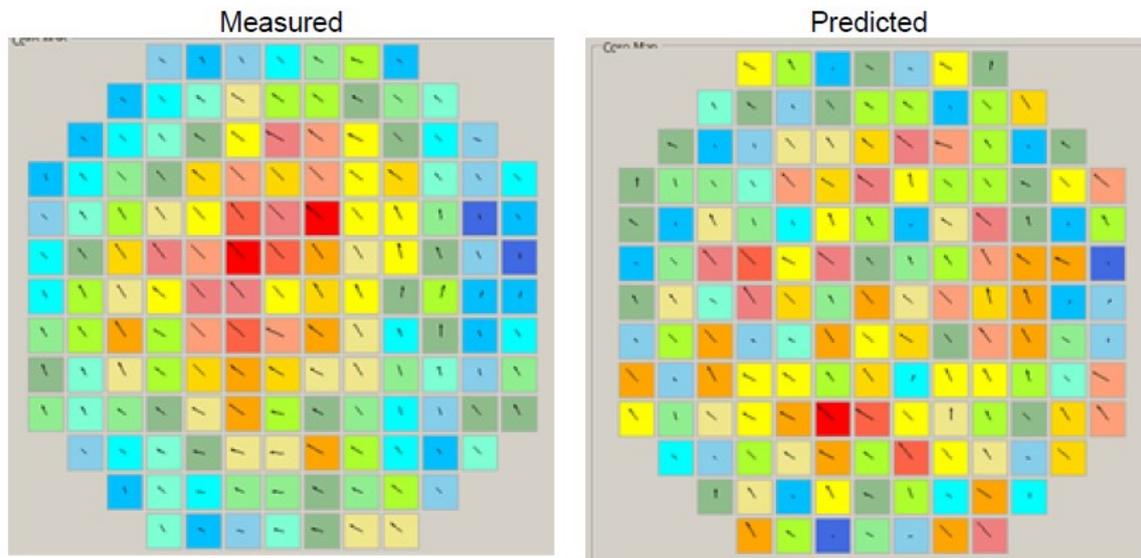


Abb. 13: Vergleich der gemessenen (links) Verformungen mit den vorausberechneten (rechts) Verformungen für Ringhals 3 /U 19/

Aufgrund von Geradheitsmessungen an Brennelemente werden Modelle entwickelt, die Vorhersagen über mögliche Verbiegungen am Ende eines Zyklus ermöglichen. Den Vorhersagen entsprechend werden die Beladep läne, d. h. die Beladeschrittfolgen optimiert. Dies ist z.B. für Ringhals 3 und 4 durchgeführt worden /U 19, U 28/. In Abbildung 13 erfolgt ein Vergleich der gemessenen mit den vorausberechneten Verformungen. Die Pfeile deuten die Richtung und die Pfeillänge die Stärke der Verformung an. Brennelemente mit gleicher Farbe besitzen den gleichen Wert der lateralen Verformung.

Durch die daraus resultierende Einsatzoptimierung wurden laterale Verformungen verringert und das Auftreten von Reibkorrosion an Abstandhaltern reduziert bzw. minimiert.

Die Handhabung der Brennelemente erfolgte unter Berücksichtigung der Brennelementverformung. So wurde der Schrittfolgeplan beim Umsetzen der Brennelemente entsprechend angepasst. Es werden Hilfsmittel wie z.B. Dummy-Brennelemente eingesetzt. Mit diesen Maßnahmen werden Schäden aufgrund der Handhabung reduziert bzw. minimiert.

#### 6.1.4.2 Konstruktive Änderungen

Die Konstruktion der Brennelemente wurde mit dem Ziel der Begrenzung der Verformung modifiziert. In der Stellungnahme der RSK /U 16/ werden die durchgeführten Maßnahmen zusammengefasst. Die Modifikationen erfolgten mit folgenden Zielen:

- Reduktion der Spannungen
- Erhöhung der Kriechfestigkeit
- Erhöhung der Steifigkeit

Die in den Strukturteilen auftretenden Spannungen sind die Ursache für die Kriechverformung der Brennelemente. Durch die Reduktion der Niederhaltkräfte, wie z.B. durch eine Stufenniederhalterung (stufenweiser Eingriff der Niederhaltefedern) wurden Spannungen in den Führungsrohren reduziert. Eine weitere Maßnahme ist der Einsatz von dickwandigen Führungsrohren sowie die Reduzierung des hydraulischen Widerstandes der Brennelemente.

Durch den Einsatz kriechoptimierter Werkstoffe wie Q12™ bei Framatome-Brennelementen oder Low-Tin-Zirlo™ bei Westinghouse sowie von Stahlführungsrohren wurde die Kriechfestigkeit erhöht /U 16, U 24/.

Eine Erhöhung der lateralen Steifigkeit wurde durch dickwandigere Führungsrohre, durch den Einsatz von Stahlführungsrohren oder die Versteifung der Verbindung Abstandhalter/Führungsrohr erzielt. Zur Verbesserung der Steifigkeit trug auch die verbesserte Brennstablagerung durch Abstandhalter aus kriechfesterem Material bei.

Um die lateralen Verformungen in Ringhals zu begrenzen, hat es dort bei den Brennelementen des Herstellers Westinghouse Modifikationen des Designs gegeben /U 19/. So erfolgt die Verbindung des Abstandhalters mit dem Führungsrohr jetzt an zwei Stellen (s. Abb. 14). Auch erfolgte hier eine Optimierung der Niederhaltefedern.

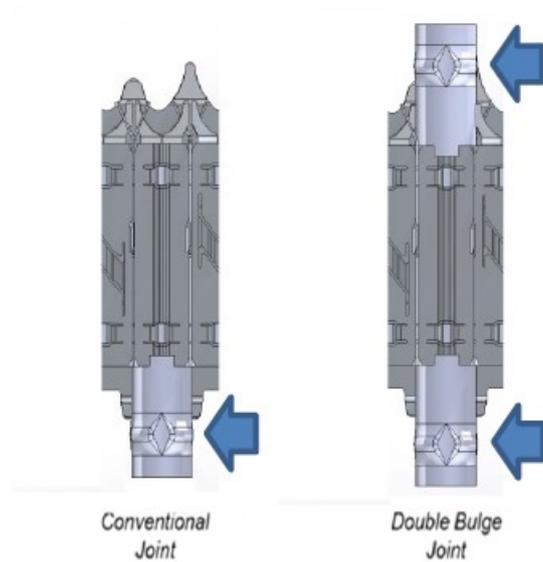


Abb. 14: Versteifung der Struktur durch Verstärkung der Verbindung Abstandhalter Führungrohr /U 19/

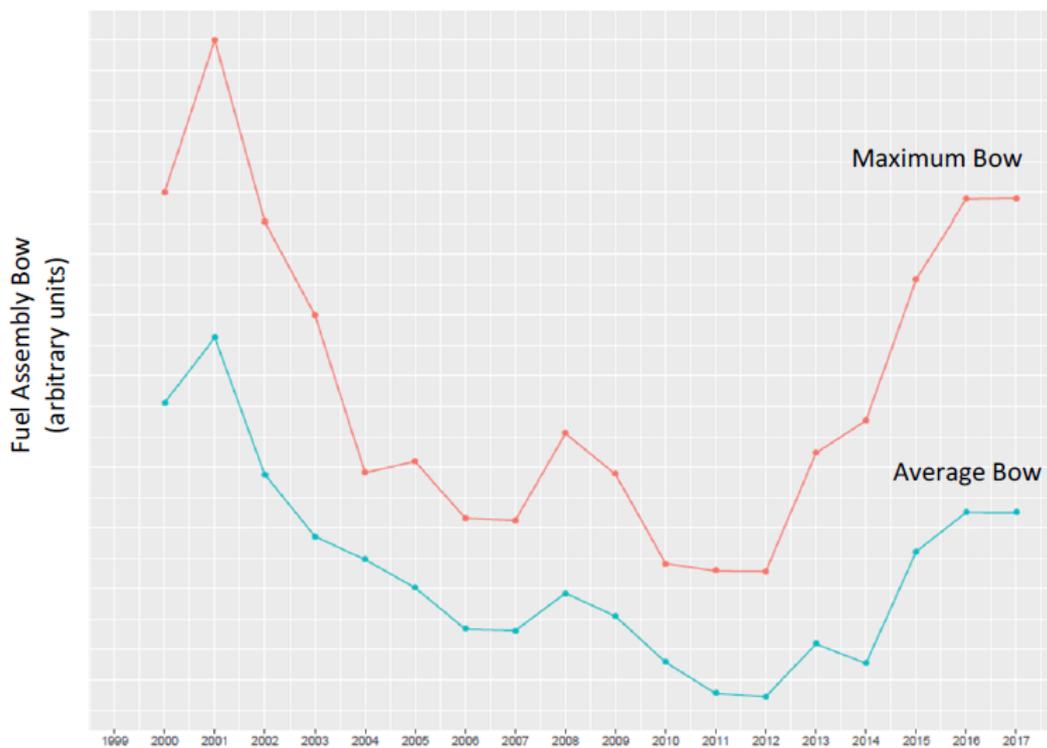


Abb. 15: Verlauf der Verformungen der Brennelemente in Ringhals 3 /U 19/

Des Weiteren besteht neben dem unteren Abstandhalter auch der obere Abstandhalter aus kriechfesterem Material (Alloy 718) /U 19/. Damit ist die reibschlüssige Lagerung der Brennstäbe stabiler und dies erhöht die Steifigkeit der Brennelementstruktur. Die durchgeführten Maßnahmen ergeben eine verbesserte Steifigkeit der Brennelemente /U19/.

In Abbildung 15 ist der Verlauf der Brennelementverformung für Ringhals 3 im Laufe der Zeit dargestellt. Die in /U 19/ beschriebenen Maßnahmen beziehen sich auf die Verformungen, die ab dem Zeitraum 2012 aufgetreten sind. Die in Ringhals /U 19/ durchgeführten Maßnahmen haben einen weiteren Anstieg, insbesondere den Mittelwert der Verformungen, verhindert. Dies konnte durch betriebliche Vorkehrungen und den Einsatz von Brennelementen mit modifiziertem Design erreicht werden. In Abbildung 15 ist auch zu erkennen, dass in Ringhals in einem vorhergehenden Zeitraum (ca. 2000) auch schon sehr ausgeprägte Verformungen der Brennelemente aufgetreten sind. Man hat seinerzeit ebenfalls operative und konstruktive Maßnahmen angewandt /U 65/ und an dem zeitlichen Verlauf der Verformungen ist die Wirksamkeit dieser Maßnahmen zu erkennen.

In Abbildung 15 ist auch deutlich zu erkennen, dass sich die erhöhten Verformungen nicht direkt, sondern im Laufe der Zeit ausbilden.

### **6.1.5 Empfehlungen der RSK**

Nach Aussage der RSK /U 16/ enthalten die sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen in den Kernkraftwerken keine Kriterien bezüglich zulässiger Verformungen. Aufgrund der Diskussion der erhöhten lateralen Brennelementverformungen hat die RSK neun Empfehlungen formuliert. Die Empfehlungen umfassen zum einen die Auswirkungen der Brennelementverformungen auf die vorliegenden Nachweise und zum anderen die Vorgehensweise im Kernkraftwerk zur Feststellung von erhöhten Verformungen sowie die Handhabung der Brennelemente.

Es werden hier nur die Empfehlungen betrachtet, die Auswirkungen auf die Anforderungen an die Materialien der Brennelemente (BE) haben können. Dies sind die Empfehlungen, 4, 8 und 9.

Die Empfehlung 4 der RSK lautet:

Es muss gezeigt werden, dass die Auslegungsreserven die möglichen Effekte der BE-Verformungen auf die Spannungs- und Stabilitätsanalyse abdecken.

Nach unserer Ansicht erfordert dies eine erneute Betrachtung der Auslegung. Unabhängig von dem Ergebnis dieser erneuten Betrachtung muss bei neuen Auslegungen dieser Aspekt mitberücksichtigt werden.

Die Empfehlung 8 der RSK lautet:

Zur Bewertung der konstruktiven Eigenschaften der Brennelemente hinsichtlich von BE-Verformungen sind ergänzende Bewertungsgrößen für relevante konstruktive Eigenschaften wie z.B. Steifigkeit von BE und BE-Struktur, Kriechverhalten der BE-Struktur in der Auslegung zu berücksichtigen und die gewählte Konstruktion im Rahmen der Auslegung und vor Einsatz in den Reaktorkern unter Berücksichtigung dieser Größen hinsichtlich der Verformung zu bewerten.

Wir sehen, dass diese Empfehlung eine geeignete Modellierung des Verhaltens des Brennelements bezüglich der lateralen Verformung erfordert. Aus diesem Modell wäre dann eine Ableitung von zusätzlichen Bewertungsgrößen möglich.

Die Empfehlung 9 der RSK lautet:

Die RSK empfiehlt eine Fortsetzung der Ursachenklärung im Rahmen von Forschungsvorhaben insbesondere bezüglich der Größe und Ursachen von Einflüssen, die zu einer Relativbewegung der Brennelemente gegenüber den Kühlmittelstrahlen führen können.

Die bisher vorliegenden Untersuchungen deuten darauf hin, dass die Schwingungen der Brennelemente im Reaktorkern die Amplituden des Neutronenrauschens vergrößern.

Durch die Empfehlungen der RSK sollen Maßnahmen ergriffen werden, die eine Eintrittswahrscheinlichkeit für unzulässige Verformungen verringert und bei Vorliegen von (zunächst) unzulässigen Verformungen, diese in den sicherheitstechnischen Nachweisen berücksichtigt werden. Weiterhin soll bei Auftreten von unzulässigen Verformungen und Schwergängigkeiten von Steuerelementen die Vorgehensweise in den betrieblichen Vorschriften festgelegt werden.

## **6.2 Erhöhte Korrosion im Bereich des oberen Endes von Brennstäben mit M5<sup>®</sup>-Hüllrohren**

Im Jahr 2017 wurde 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 /U 29, U 30, ME 17/02/. Brennstabdefekte sind hierdurch nicht aufgetreten.

In einem Bereich, wo die Oxidschichtdicke bei M5<sup>®</sup>-Hüllrohren im Normalfall einen Wert von 25 µm nicht überschreitet, traten deutliche höhere Werte der Oxidschichtdicken auf. Es wurden Werte von bis zu ca. 160 µm gemessen.

Eine erhöhte Oxidschicht im Übergangsbereich zwischen aktiver Zone und oberem Plenum wurde in der Vergangenheit in der gleichen Anlage bereits 2013 sowie in drei weiteren Anlagen beobachtet.

Die betroffenen Brennstäbe kamen aus unterschiedlichen Fertigungszeiträume und Produktionsstätten und wurden in unterschiedlichen Anlagen mit unterschiedlichen Einsatzbedingungen eingesetzt. Das erhöhte Wachstum der Korrosion im oberen Brennstabbereich trat nach Darstellung der RSK /U 29/ in den ersten beiden Standzeiten der Brennelemente auf.

Nach Aussage der RSK /U 29/ werden Brennstäbe mit Hüllrohren aus M5<sup>®</sup>-Material in 96 Anlagen mit überwiegend positiver Erfahrung weltweit eingesetzt. Die thermisch getriebene Korrosion ist deutlich geringer als bei Zr-Sn-Hüllrohrwerkstoffen /U 29, U 62/.

Die Korrosion ist aufgrund der Wanddickenschwächung und der Duktilitätsminderung durch Wasserstoff in den Regelwerken beschränkt. Eine überhöhte Korrosion kann zu Brennstabdefekten führen. Untersuchungen zeigen, dass die Wasserstoffaufnahme gering ist. Somit ist nicht mit einem Duktilitätsverlust durch Hydrierung zurechnen. Nach der RSK liegen derzeit keine Hinweise vor, dass bei den bisher aufgetretenen Oxidationstiefen Nachweiskriterien für Störfälle nicht eingehalten waren /U 29/.

Die Ursache für die erhöhte Korrosion im oberen Brennstabbereich ist bislang ungeklärt. Im Zusammenhang mit den im Jahr 2017 aufgetretenen unzulässig hohen Oxidschichtdicken sind mehrere Ursachenhypothesen entwickelt worden. Den folgenden zwei Ursachenhypothesen sollte aus heutiger Sicht der RSK /U 29/ weiter nachgegangen werden:

- Die Hypothese der oxidativen Randbedingungen geht davon aus, dass die erhöhte Korrosion auf eine lokal erhöhte Konzentration oxidativer Spezies im Kühlmittel an den oberen BE-Enden zurückgeht. Der Anstieg der Konzentration oxidativer Spezies im Kühlmittel wird zurückgeführt auf eine Abreicherung des im Kühlmittel gelösten Wasserstoffs am oberen Ende des Reaktorkerns. Die Ursache für die Abreicherung wird unter anderem im Übertritt des Wasserstoffs in die Dampfphase, die beim unterkühlten Sieden im oberen Bereich des Reaktorkerns entsteht, gesehen.

Aus dieser Hypothese ist abgeleitet worden, dass die Korrosionsrate durch eine erhöhte H<sub>2</sub>-Konzentration im Kühlmittel begrenzt werden kann.

- Die Hypothese der thermomechanischen Instabilität der Oxidschicht geht davon aus, dass die beobachtete erhöhte Oxidation im oberen Brennstabbereich durch eine Störung der Kristallbildung insbesondere beim Oxidübergang („oxide transition“) zu Stande kommt, die auf strömungsmechanisch bedingte Temperaturwechsel-Beanspruchungen durch im oberen Kernbereich vorliegende turbulente globale Querströmungen zurückgeführt wird. Die Störung der Kristallbildung führt zu einer unregelmäßigeren Kristallstruktur an der Metall-Oxid-Grenzfläche und dadurch zu einer verstärkten Rissbildung im Oxid. Dadurch wird die das Metall vor weiterer Oxidation schützende protektive Grenzschicht des Oxids soweit destabilisiert, dass sie ihren schützenden Charakter ganz oder teilweise einbüßt.

Aus dieser Hypothese ist abgeleitet worden, dass dem Korrosionsprozess durch eine Begrenzung der Stablängenleistung in den obersten Bereich der aktiven Brennstabsäule begegnet werden kann, da dadurch die Temperaturwechsel-Beanspruchungen verringert werden können.

Es liegen derzeit keine Hinweise vor, dass bei den bisher aufgetretenen Oxidationstiefen die Nachweiskriterien für Störfälle nicht mehr eingehalten worden wären.

Die thermisch getriebene Korrosion wird in der Auslegung des Brennstabs mit Hilfe eines phänomenologischen Modells berücksichtigt. Dabei wird das unterschiedliche Verhalten von Hüllrohrmaterialien bei der Korrosion mit Hilfe von Fittingfaktoren beschrieben /U 61/. Mit diesem Modell wird die erhöhte Korrosion im oberen Bereich des Brennstabs nicht erfasst.

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 nicht möglich /U 29/.

Die RSK hat 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 vorausgegangen Zyklen zur Prognose des Oxidschichtdickenwachstums betroffener Brennelemente für einen Folgezyklus und die weitere Ursachenklärung umfassen.

In den Kernkraftwerken beschränken sich dementsprechend die hinsichtlich der erhöhten Korrosion an M5<sup>®</sup>-Hüllrohren im oberen Brennstabbereich zum Einsatz von M5<sup>®</sup>-Brennelementen getroffenen Maßnahmen auf operative Maßnahmen.

Da die im Leistungsbetrieb an den Brennelementen auftretenden Oxidschichtdicken Einfluss auf die Randbedingungen der Nachweise für deren spätere Lagerung (Zwischenlagerung) nehmen, ist Folgendes anzumerken: Die maximalen Spannungen im Hüllrohr und die maximale Kriechdehnung bei der Zwischenlagerung sind festgelegt und die hierzu geführten Nachweise wurden für als abdeckend angenommene Werte für die Hüllrohrkorrosion geführt. Bei höheren Oxidschichtdicken ist die Einhaltung der maximalen Spannung und der maximalen Kriechdehnung in Einzelnachweisen zu zeigen.

### 6.3 Brüche an Brennelement-Niederhaltefedern

In den Jahren 2012 und 2017 wurden in mehreren deutschen Anlagen gebrochene Niederhaltefedern (zylindrische Druckfedern) an einer größeren Anzahl von Brennelementen festgestellt /U 52, U 53, U 54, U 55, U 60/. Betroffen hiervon waren 2012 Brennelemente des Herstellers AREVA mit Stahl-Führungsrohren sowie 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/oder zu hoher Spannungsausnutzung erkannt /U 52, U 60/. Die Niederhaltefedern haben die Funktion, das Brennelement sicher auf der unteren Kerngitterplatte (unterer Rost) niederzuhalten (s. a. Kapitel 5.1.1). Die Niederhaltefedern von Brennelementen mit Stahl-Führungsrohren müssen im Vergleich zu Niederhaltefedern von Brennelementen mit Zircaloy-Führungsrohren beim Ersteinsatz eine höhere Federkraft aufbringen, um die Relaxation der Federn während der gesamten Einsatzzeit zu kompensieren. So lag die betriebliche Spannung in den betroffenen Federn nur geringfügig unter der für den eingesetzten Werkstoff zulässigen Spannung. Bei Brennelementen mit Zircaloy-Führungsrohren kann die Federspannung geringer ausfallen, da die Relaxation der Niederhaltefedern teilweise durch das strahlungsinduzierte Wachstum der Führungsrohre kompensiert wird, während Stahl-Führungsrohre kein signifikantes strahlungsinduziertes Wachstum zeigen.

Die Niederhaltung der Brennelemente war jederzeit gewährleistet. Untersuchungen zeigen, dass aufgrund der Margen die Brennelemente mit bis zu 12 Federbrüchen niedergehalten werden /U 60/.

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/modifizierte Anforderungen an ihre Herstellung festgelegt und die neuen Federn aus einem anderem Werkstoff Alloy 718 gefertigt.

Ursächlich für die Federbrüche im Jahr 2017 sind nach Aussage der Firma Westinghouse Ungängen bei der Fertigung über einen eingegrenzten Zeitraum (2011-2012), die aufgrund einer nicht ausreichenden Reinigung der Federn vor der Farbeindringprüfung nicht entdeckt wurden. Diese Ungängen waren groß genug, um im Betrieb durch Spannungsrisskorrosion weiterzuwachsen /U 55/. Bei diesen Schäden wurde vor allem der Einfluss des fertigungsbedingten Oberflächenzustandes der Federn auf das Betriebsverhalten deutlich.

Hinsichtlich der Resistenz der Druckfedern aus den Werkstoffen Alloy X-750 und Alloy 718 gegenüber interkristalliner Spannungsrisskorrosion im Primärmedium (PWSCC) wurde von der IAEA in dem Report /U 58/ eine höhere Resistenz des Werkstoffes Alloy 718 gegenüber

PWSCC hinsichtlich der Rissinitiierung beschrieben, als dies beim Werkstoff Alloy X-750 der Fall ist. In der IAEA-Publikation /U 58/ wird weiterhin darauf hingewiesen, dass beim Werkstoff Alloy 718 infolge einer herstellungsbedingten Schädigung der Korngrenzen durch Oxidation Fälle von PWSCC aufgetreten sind. Deshalb sind die Herstellung und die dabei erzeugte Oberfläche von Bedeutung für die Resistenz des Werkstoffes Alloy 718 gegenüber PWSCC.

Schäden an Niederhaltefedern aus Alloy 718 sind auch in mehreren amerikanischen DWR-Anlagen festgestellt worden /U 56, U 57/. Allerdings handelte es sich bei diesen Federn um kreuzweise angeordnete Blattfedern, die aus Flacherzeugnissen hergestellt sind. Entsprechend den Ergebnissen werkstofftechnischer Untersuchungen wurden die Rissinitiierungen dem hohen Spannungsniveau und den mikrostrukturellen Eigenschaften des Werkstoffes zugeschrieben. Die Rissausbreitung wurde dem Mechanismus der bestrahlungsunterstützten SpRK (ISpRK) zugeordnet.

Gemäß /U 57/ ist das Betriebsverhalten von Alloy 718 unter Leichtwasser-Reaktor-Bedingungen abhängig von vielen Faktoren beginnend mit der fertigungsbedingten Mikrostruktur und den betriebsbedingten Veränderungen der Mikrostruktur durch Bestrahlung und korrosive Einflüsse. In /U 57/ wird die Legierung Alloy 718 als generell sehr widerstandsfähig gegenüber einer Rissinitiierung durch SpRK bezeichnet, aber ggf. anfällig gegenüber einer Rissausbreitung. Im Ergebnis von Laboruntersuchungen an dem Werkstoff der geschädigten Niederhaltefedern im Vergleich zu Archivmaterial werden der Grad der Belegung und die Verteilung der delta-Phasen-Ausscheidungen an den Korngrenzen als wichtige Parameter beim Widerstand gegen Rissbildungen diskutiert.

Die Übertragbarkeit der Ergebnisse von /U 56/ und /U 57/ an Blattfedern auf Schraubenfedern ist aufgrund der für die jeweilige Herstellung erforderlichen unterschiedlichen Erzeugnisformen (Flacherzeugnis bzw. Draht) eingeschränkt. Zudem erlauben die bislang veröffentlichten Hinweise auf mikrostrukturelle Einflüsse auf die SpRK-Empfindlichkeit keine gesicherten Rückschlüsse darauf, dass im Regelwerk bzw. bei der Herstellung neue oder geänderte Materialanforderungen für den Werkstoff Alloy 718 zu berücksichtigen sind.

#### **6.4 ATF-Brennelemente**

Die Entwicklung von ATF (Accident Tolerant Fuel) wurde durch das Departement of Energy (DOE) nach dem Unfall von Fukushima in Japan veranlasst. Ziel der Forschungsanstrengungen, die jetzt noch weitergeführt werden, war es ein Brennelement zu entwickeln, das bei Störfällen zu einem verbesserten Verhalten gegenüber dem bisherigen Design führt /U 31, U 32, U 59/. Die Entwicklung konzentriert sich dabei auf das Hüllrohrmaterial und den Brennstoff. Dabei werden unterschiedliche Alternativen untersucht /U 31, U 35, U 41/. Einige Alternativen haben das Laborstadium verlassen und werden in Vorläuferbrennelementen im Einsatz in Kernkraftwerken erprobt.

In dem Artikel /U 33/ von Bragg-Sitton werden die Anforderungen an das neue ATF-Design formuliert. Das neue ATF-Design soll sich im Normalbetrieb mindestens genauso oder besser verhalten, wie die bisher eingesetzten Brennelemente. Bei den folgenden Parametern sollte das neue ATF-Design mindesten vergleichbares oder besseres Verhalten zeigen:

- Abbrandgrenzen und Zykluslänge
- Betriebsparameter
- Reaktivitätskoeffizienten
- Handhabung und Lagerung
- Kompatibilität mit der Infrastruktur

Das neue Design soll für die Kernausslegung hinsichtlich Abbrand und Leistungsverteilung nicht zu Einschränkungen führen. Es sollte die Kompatibilität mit anderen Brennelementen auch unter Berücksichtigung der Thermohydraulik gewährleistet sein. Das Reaktivitätsverhalten von Hüllrohr und Brennstoff sollte sich nicht verschlechtern. Durch das neue Design sollen die Handhabung und die Lagerung der Brennelemente durch erhöhte Dosen oder durch die mechanische Integrität nicht eingeschränkt werden. Die vorhandenen Fertigungsstätten, Transporteinrichtungen und Lager müssen in der Lage sein, Brennelemente des ATF-Designs zu handhaben.

Weiterhin wird verlangt, dass sich durch die Verbesserungen beim ATF-Brennelemente quantifizierbare Vorteile im Störfallverhalten ergeben. Die Eigenschaften von ATF-Brennelementen für das Verhalten im Störfall werden für den Brennstoff und das Hüllrohr folgendermaßen definiert /U 34/:

- Hohe Schmelztemperatur
- Verbessertes Korrosionsverhalten
- Verbesserte thermomechanische Eigenschaften von Hüllrohr und Brennstoff
- Verbesserte thermische Leitfähigkeit des Brennstoffs
- Vergrößerte Rückhaltung von Spaltprodukten

Die Entwicklung von Brennelementen mit den obigen Eigenschaften erfordert einen gewissen Zeitaufwand. Bis man z.B. völlig neue Hüllrohrmaterialien z.B. aus SiC oder Molybdän zur Einsatzreife entwickelt hat, können mehr als 10 Jahre vergehen. Daher läuft die Entwicklung auch in Richtung von kurzfristig umsetzbaren Entwicklungen wie das Coating von Hüllrohren (Beschichten des Hüllrohres mit Pulver). Man unterscheidet in dem Programm

zwischen Generation 2-Entwicklungen, die kurzfristig einsetzbar sind, und den Generation 3-Entwicklungen, die erst mittelfristig einsetzbar sind (s. Abb. 16).

Aus naheliegenden Gründen werden wir hier bei den Entwicklungen von ATF-Brennelementen unser Hauptaugenmerk auf die Entwicklungen zur Generation 2 legen. Dort hat schon die industrielle Erprobung begonnen. Bei den Hüllrohren legen wir den Schwerpunkt bei den Modifikationen auf die in deutschen Druckwasserreaktoranlagen eingesetzten Hüllrohrlegierungen. Dies sind M5<sup>®</sup> /U 62/ und Opt. Zirlo<sup>™</sup> /U 66/. Wir gehen aufgrund der Ereignisse bezüglich der Korrosion von M5<sup>®</sup>-Brennstäben /U 29, U 30/ (s. Kapitel 6.2) etwas intensiver auf die Verbesserung der Hüllrohreigenschaften ein.

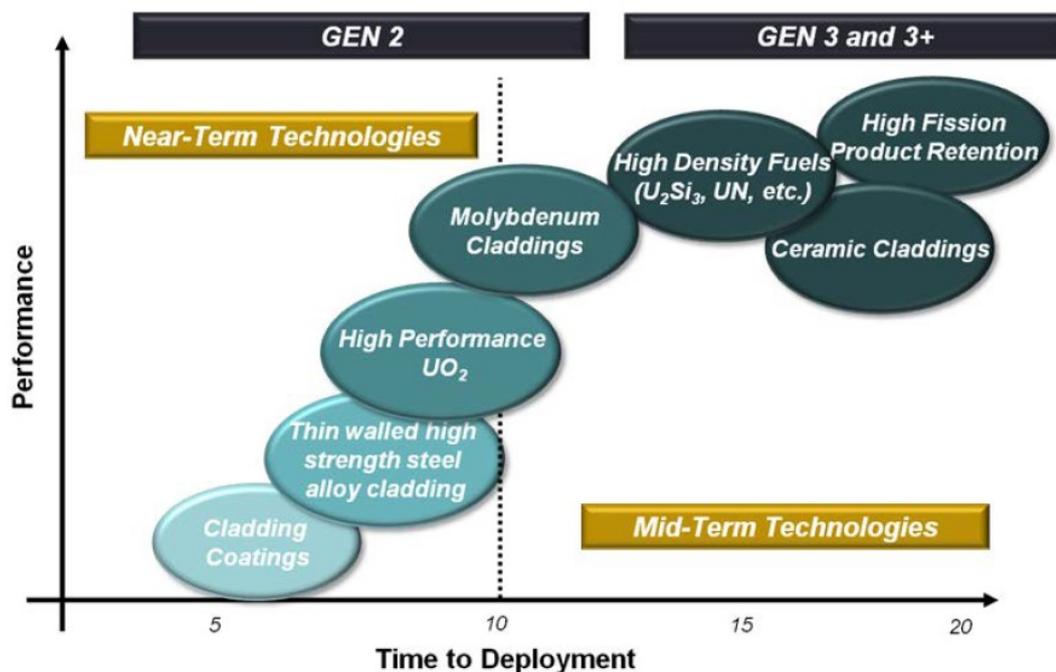
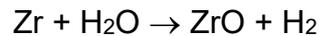


Abb. 16: Zeitraum für Entwicklungen von ATF-Brennelementen /U 35/

#### 6.4.1 Entwicklungen am Hüllrohr

Bei Kühlmittelverluststörfällen (KMV) kommt es aufgrund der dabei auftretenden Temperaturen zu einer beschleunigten Korrosion des Hüllrohrmaterials. Der dabei entstehende Wasserstoff kann freigesetzt oder vom Werkstoff aufgenommen werden. Letzteres führt zu einer Versprödung des Werkstoffs, sodass es im Störfall bei der Rückkühlung (Quenching) des Reaktorkerns zu Brennstabschäden kommen kann.

Das vorrangige Ziel bei der Entwicklung ist es, das Auftreten der chemischen Reaktion



und somit die Wasserstoffbildung zu minimieren oder zu verhindern. Die Reaktion ist exothermisch und kann bei einem KMV einen großen Beitrag zur Wärmeerzeugung liefern.

Man möchte bei ATF-Brennstäben zu einem verbesserten Verhalten des Hüllrohrmaterials in der Dampfphase des Kühlmittels kommen, die beim KMV auftritt. Das Einsetzen der Wärmeerzeugung durch Korrosion soll verzögert und die Höhe der Korrosion eingeschränkt werden /U 41/. Aber das Korrosionsverhalten der bisher eingesetzten Hüllrohrmaterialien im bestimmungsgemäßen Betrieb soll beibehalten oder verbessert werden.

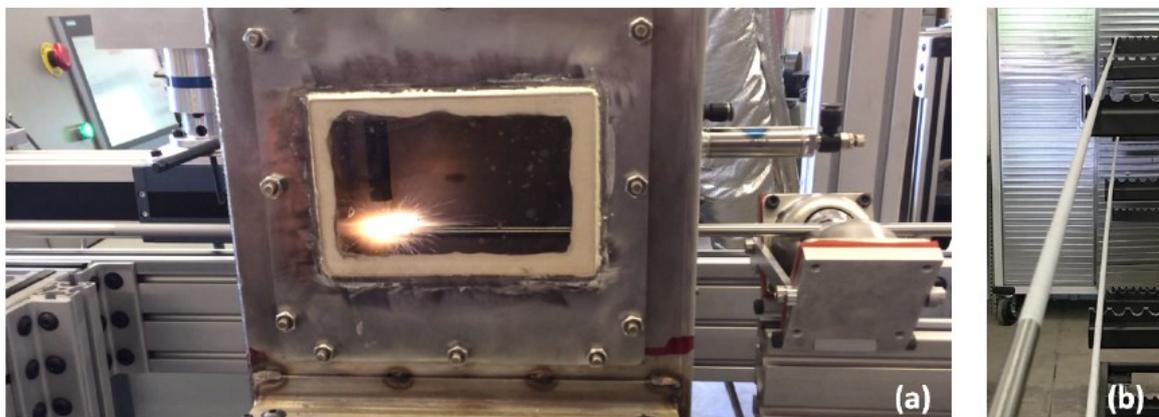


Abb.17: Beispiel einer industriellen Anlage für das Kaltgasspritzen von Hüllrohren /U 39/

Eine Entwicklung um diese Ziele zu erreichen ist das Beschichten des Hüllrohres mit einem Pulver. Vor dem Ereignis in Fukushima hat es schon Untersuchungen mit dem Beschichten von Hüllrohren gegeben /U 36/. Das Beschichten von Hüllrohren hat den Vorteil, dass man auf bekannte Hüllrohrmaterialien zurückgreifen kann /U 37, U38, U 39, U 67, U 69/. Die mechanischen Eigenschaften der Hüllrohre bleiben im Wesentlichen erhalten und die Auswirkungen auf die Reaktivität sind aufgrund der dünnen Schichtdicken gering. Dies erleichtert die Auslegung und die Lizenzierung bei den Behörden.

Als Material zur Beschichtung wird Pulver aus Chrom benutzt. Die Schichtdicken liegen im Bereich von 10  $\mu\text{m}$  bis 30  $\mu\text{m}$ . 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 (s. Abb. 17).

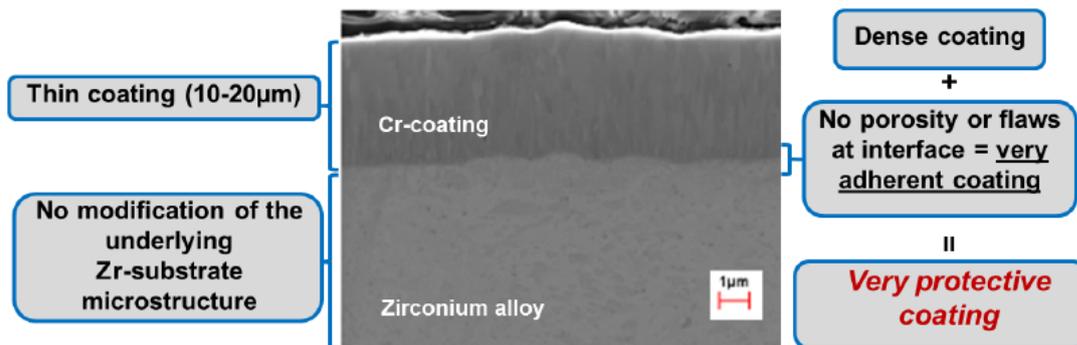


Abb. 18: Schnitt durch den Außenbereich einer Wand von einem M5<sup>®</sup>-Hüllrohr mit einer äußeren Chromschicht /U 38/

In Abbildung 18 /U38/ ist ein Schnitt durch eine Hüllrohrwand von einem M5<sup>®</sup>-Hüllrohr dargestellt. Es wird nur der äußere Bereich der Hüllrohrwand dargestellt. Aus dem Schnitt ist deutlich zu sehen, dass die Ummantelung aus Chrom dicht ist. Der Übergang zwischen dem Hüllrohrmaterial und der Chrom-Schicht besitzt keine Fehler. Es sind keine Veränderungen an der Hüllrohrstruktur zu erkennen. In Abbildung 19 ist ein Schnitt an einem äußeren Bereich eines Hüllrohrs aus Opt. Zirlo™ /U 39/. Auch dort ist die dichte Schicht der Ummantelung aus Chrom sowie der fehlerlose Übergang zwischen Trägermaterial und Ummantelung zu erkennen.

Es wurde der Einfluss der Chrom-Ummantelung auf die Korrosion im bestimmungsgemäßen Betrieb untersucht. In einem Fall /U 37/ wurde ein Autoclaventest mit einem Chrom-ummantelten M5<sup>®</sup>-Hüllrohr durchgeführt. Der Test wurde mit einer Wassertemperatur von 360 °C und einem Lithiumgehalt von 70 ppm ausgeführt. Diese Bedingungen sind sehr extrem und können bei Zirkonium-Legierungen nach 100 Tagen zu einer Break Away-Korrosion (stark beschleunigte Oxidationsrate) führen. In Abbildung 20 ist der Gewichtszuwachs durch Korrosion in Abhängigkeit von der Zeit aufgetragen. Deutlich ist der Beginn der Break-Away-Korrosion nach 140 Tagen bei dem nicht ummantelten M5<sup>®</sup>-Hüllrohr zu erkennen. Das Verhalten des ummantelten Hüllrohrs zeigt im Vergleich zum einfachen M5<sup>®</sup>-Hüllrohr bezüglich der Hüllrohrkorrosion ein deutlich verbessertes Verhalten. Dies könnte nach Meinung der Autoren von /U 37/ zu einer erhöhten Flexibilität im Einsatz führen.

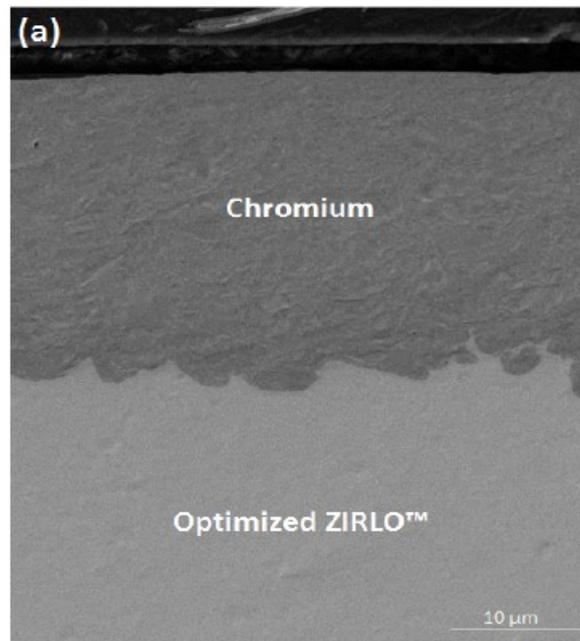


Abb. 19: Schnitt durch den Außenbereich einer Wand von einem Opt. Zirlo™-Hüllrohr mit einer äußeren Chromschicht /U 39/

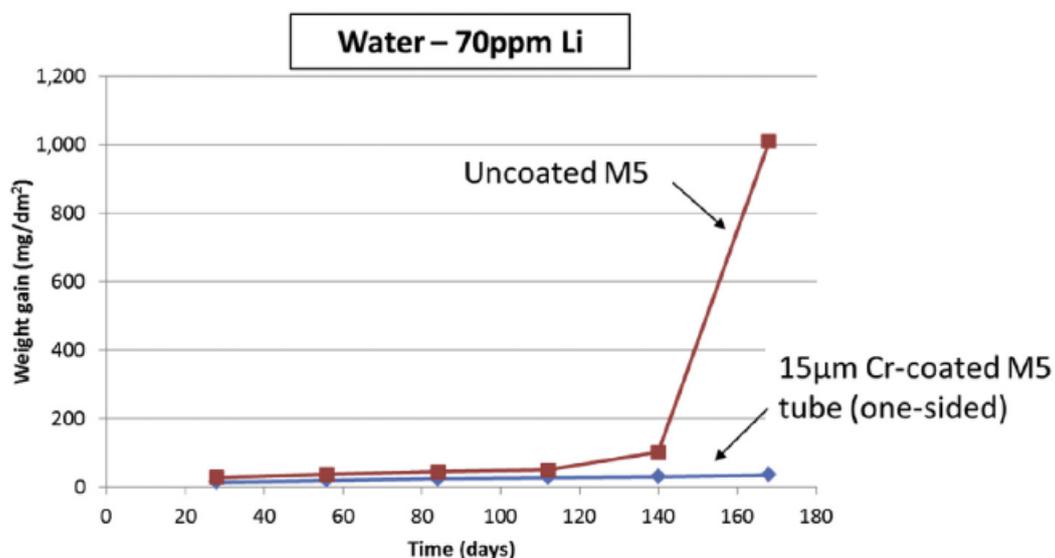


Abb. 20: Vergleich der Korrosion zwischen M5®-Hüllrohr und Chrom-ummantelten M5® Hüllrohr /U 37/

Das Ziel der Chrom-Ummantelung der Hüllrohre ist es, die Eigenschaften der Brennstäbe bezüglich des Korrosionsverhaltens im Störfall zu verbessern. Es hat dahingehende Untersuchungen unter Störfallbedingungen gegeben. In einer Vergleichsmessung /U 38/ wurde

unter Störfallbedingungen das Verhalten von ummantelten M5<sup>®</sup>-Hüllrohren mit nicht ummantelten M5<sup>®</sup>-Hüllrohren verglichen. Die Hüllrohre wurden bis zu 18.000 sek Wasserdampf mit einer Temperatur von 1.100 °C ausgesetzt. Danach erfolgte ein Quenchen der Hüllrohre. In Abbildung 21 ist das Ergebnis der Messungen dargestellt. Dort ist die Gewichtszunahme der Proben aufgrund der Korrosion in Abhängigkeit der Zeit angegeben. Deutlich ist die niedrigere Korrosionsrate von dem ummantelten Hüllrohr im Vergleich zu dem nicht ummantelten Hüllrohr zu erkennen. Beim anschließenden Quenchen kam es bei dem nicht ummantelten Hüllrohr nach einer Zeit von 12.000 sek zum Bruch. Dies ist bei dem ummantelten Hüllrohr auch nach 18.000 sek unter heißem Wasserdampf beim Quenchen nicht aufgetreten.

Die Ergebnisse zeigen, dass die mit Chrom ummantelten Brennstäbe im bestimmungsgemäßen Betrieb und im Störfall ein deutlich verbessertes Verhalten bezüglich der Korrosion zeigen.

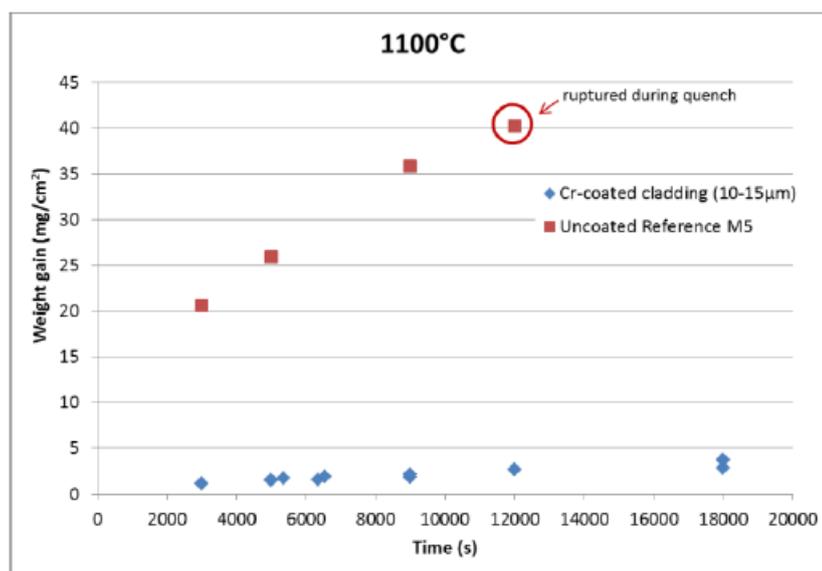


Abb. 21: Vergleich des Korrosionsverhalten unter Störfallbedingungen von M5<sup>®</sup>-Hüllrohren mit Chrom-ummantelten M5<sup>®</sup>-Hüllrohren /U 38/

Die mit Chrom ummantelten Hüllrohre sind im Vergleich zu nicht ummantelten Hüllrohren auch gegenüber Schäden durch Fretting vorteilhaft, da ihre Oberfläche aus Chrom härter ist als die nicht ummantelter Hüllrohre aus Zirkonium /U 38/.

In der Anlage Gösgen wurden erste Testrohre eingesetzt. Die Inspektionen nach einem Zyklus zeigten ein gutes Verhalten der Testrohre /U 40, U 41/. 2019 wurden Brennstäbe mit Chrom-ummantelten Hüllrohren in Gösgen und in Vogtle- 2 eingesetzt /U 39, U 68/.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Entwicklung der mit Chrom ummantelten Brennstäbe soweit fortgeschritten ist, dass sie zu Testzwecken in Leistungsreaktoren eingesetzt werden. Die Hersteller sind in der Lage ummantelte Brennstäbe mit gleichbleibender Qualität herzustellen. Es bleibt abzuwarten, wie diese Brennstäbe sich im realen Normalbetrieb bewähren.

#### **6.4.2 Entwicklungen am Brennstoff**

Die Entwicklungen, die am weitesten fortgeschritten sind und somit im Vergleich voraussichtlich am ehesten eingesetzt werden, sind  $\text{UO}_2$ -Brennstoffe, die mit Zusätzen dotiert werden. Entwicklungen mit einem neuen Brennstoff wie z.B.  $\text{U}_2\text{Si}_3$  werden erfahrungsgemäß eine längere Entwicklungszeit brauchen /U 35/, obwohl Tests für diesen Brennstofftyp auch schon weit fortgeschritten sind /U 43/.

Als Zusätze für  $\text{UO}_2$ -Brennstoff sind derzeit Aluminium- und Chromoxid vorgesehen /U 42, U 43/. Diese Neuentwicklungen sollen in Druckwasser- und Siedewasserreaktoren zum Einsatz kommen.

Folgende Ziele sollen durch die Zusätze im Brennstoff erreicht werden:

- Reduzierte Spaltgasfreisetzung
- Verringerte Brennstofffragmentierung
- Verringerung der Brennstoff-Hüllrohr Wechselwirkung (PCI)

Im Laufe des Einsatzes im Reaktorkern erhöht sich durch Spaltgasfreisetzung der Innendruck im Brennstab. Dieser Effekt kann begrenzend auf den Einsatz des Brennstabs sein (s. Kapitel 5.1.2). Im Vergleich zu normalen Brennstäben kann bei Brennstäben mit  $\text{Cr}_2\text{O}_3$  dotiertem Brennstoff und hohen Abbränden der Brennstabinnendruck unter Einsatzbedingungen um 20 bar niedriger liegen /U 42/. Dies hat auch Vorteile im KMV. Durch den im Vergleich niedrigeren Brennstabinnendruck wird das Aufblähen des Brennstabs bei Druckabfall des Kühlmittels reduziert.

In Abbildung 22 erfolgt ein Vergleich der Gasfreisetzungsrates in Abhängigkeit vom Abbrand zwischen dem vom Hersteller Westinghouse entwickelten dotierten Brennstoff ADOPT und undotiertem Brennstoff. Der Brennstoff ADOPT enthält als Dotierung sowohl  $\text{Cr}_2\text{O}_3$  und  $\text{Al}_2\text{O}_3$  /U 43/. In der Abbildung 22 ist deutlich die bei dotiertem Brennstoff verringerte Gasfreisetzungsrates zu erkennen.

Der dotierte Brennstoff besitzt auch eine höhere mechanische Stabilität. Es zeigt sich, dass bei einem Brennstabdefekt die Austrittsrates (wash out) des dotierten Brennstoffs etwa um einen Faktor 5 gegenüber nicht dotiertem Brennstoff niedriger ist /U 44, U 45/.

Bei dem dotierten Brennstoff wird auch im Vergleich zum nicht dotierten Brennstoff bei Leistungstransienten die Wechselwirkung von Brennstoff und Hüllrohr geringer. Messungen in Forschungsreaktoren zeigten, dass Brennstabdefekte bei dotiertem Brennstoff erst bei Transienten auftraten, die eine um ca. 40 W/cm höhere Leistung besaßen als bei nicht dotiertem Brennstoff /U 43, U 44/. Unter SWR-Bedingungen sollen sich diese Leistungen noch erhöhen.

Brennstäbe mit dotiertem Brennstoff sind zu Testzwecken in Leichtwasserreaktoren mit Abbränden von bis zu 72 MWd/kgU eingesetzt worden /U 43/.

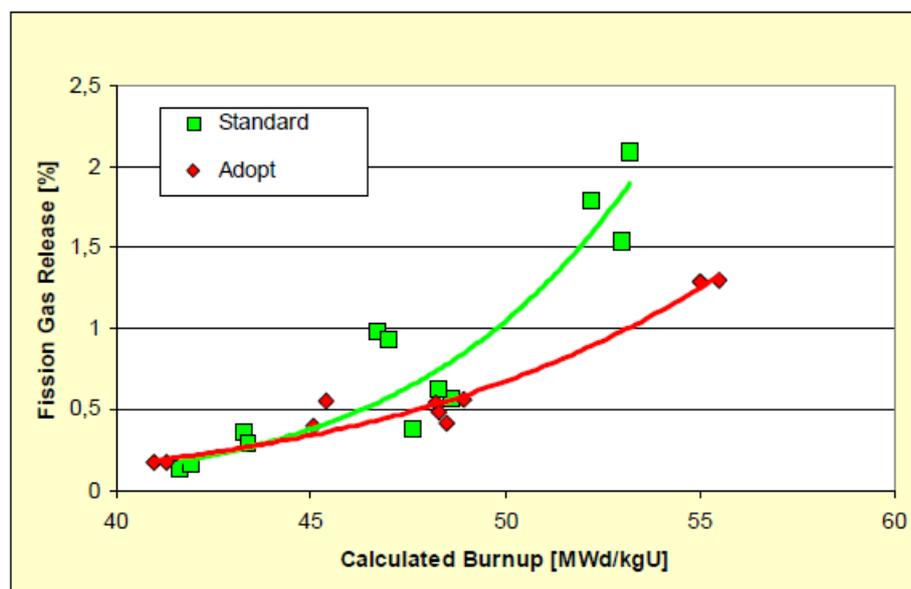


Abb. 22: Vergleich der Gasfreisetzungsrates von undotiertem mit dotiertem Brennstoff (ADOPT) /U 45/

Die dotierten Brennstoffe erhöhen die Sicherheitsmargen oder erlauben eine höhere betriebliche Flexibilität und es gibt Erfahrungen mit Einsätzen in Leichtwasserreaktoren.

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

Hier werden die Erkenntnisse aus dem Kapitel 6 hinsichtlich der Anforderungen an die Materialien der Regelwerke betrachtet. Es werden Anforderungen hinsichtlich der unzulässigen lateralen Brennelementverformung, der erhöhten Korrosion, der Brüche von Niederhaltefeder und für ATF-Brennelemente betrachtet.

## 7.1 Brennelementverformung

In den Regelwerken /U 3, U 5, U 8/ 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 (s. Kap. 6.1.2). 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 wie im Kapitel 6.1.4 dargestellt 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 unzulässigen Verformungen der Brennelemente bilden sich über mehrere Zyklen aus /U 19/ und die Wirksamkeit der durchgeführten Maßnahmen ließ sich erst nach mehreren Zyklen feststellen /U 16/.

In der Empfehlung 8 der RSK /U 16/ werden ergänzenden Bewertungsgrößen für konstruktive Eigenschaften gefordert, die hinsichtlich der Brennelementverformung eine Bewertung ermöglichen. Diese Größen müssten entsprechend den Ursachen für die Verformungen insbesondere die Steifigkeit und das Kriechverhalten der Strukturbauteile 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 22/ 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 16/ 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 betriebsbewahrten 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 die im Reaktoreinsatz entstehenden Geometrieänderungen auf die im Bauteil auftretenden Spannungen zu bewerten und gegebenenfalls zu berücksichtigen sind. Somit steht die Empfehlung 4 bezüglich der Auslegung der Brennelemente der RSK im Einklang mit der KTA 3101.3 /U 3/.

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 7/ 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, in Regelwerken aufgenommen werden. Dadurch wird sichergestellt, dass mögliche auftretende Verformungen frühzeitig festgestellt und gegenläufige Maßnahmen frühzeitig ergriffen werden können.

## **7.2 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 soll 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 (s. Kap. 7.1). Dies erhöht die Möglichkeit unbekannte Phänomene zu identifizieren und deren Auswirkungen zu begrenzen.

## **7.3 Brüche an Brennelement-Niederhaltefedern**

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

Die Ursache war Spannungsrisskorrosion. Diese tritt dann auf, wenn ein aggressives Medium vorhanden ist, ein bestimmtes Spannungsniveau erreicht wird und das Material anfällig für Spannungsrisskorrosion ist. Durch die Auswahl des Materials und durch die Fertigung, die Ungängen am Material verhindern soll, kann das Auftreten der Spannungsrisskorrosion verringert werden. Die Auslegung soll sicherstellen, dass das Spannungsniveau im Material unterhalb der Schwelle für Spannungsrisskorrosion liegt. Die in deutschen Anlagen aufgetretenen Fälle lagen an Ungängen aus der Fertigung und an zu hohen Spannungsbelastungen im Material. 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. Es gibt daher aus unserer Sicht keine Notwendigkeit die Anforderungen an die Materialien in den Regelwerken zu ändern.

## **7.4 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 (s. Kapitel 6.4). 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 (s. Kapitel 6.4). 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 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.

## **8 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 unzulässigen lateralen Brennelementverformung gegeben (s. Kapitel 6.1.4). 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.

Wir versichern hiermit, dass der vorliegende Forschungsbericht nach bestem Wissen und Gewissen, unparteiisch und ohne Ergebnisweisung angefertigt wurde.

## Mitarbeiterverzeichnis

An diesem Gutachten haben im Wesentlichen folgende Sachverständige mitgewirkt:

<b>Sachverständiger</b>	<b>Abt.</b>	<b>Zuständigkeit</b>
Bour, Daniel	ETS	
Fischer, Frank Dr.	ESN	
Pattberg, Jörg	ETS	
Spykman, Gerold	ETS	

## 9            **Unterlagen**

- /U 1/        Nuclear Fuel Safety Criteria, Technical Review  
Second Edition  
OECD 2012, NEA No. 7072  
Second Edition NEA No. 7072, 2012
  
- /U 2/        Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Bekanntmachung der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke  
BAnz AT 30.03.2015 B2, Stand vom 30.03.2015
  
- /U 3/        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 4/        Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants  
Specific Safety Guide  
No. SSG-52, IAEA, Wien 2019
  
- /U 5/        Safety of Nuclear Power Plants: Design  
Specific Safety Requirements  
No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Wien 2016
  
- /U 6/        Safety Reference Levels for Existing Reactors  
WENRA RHWG  
24. September 2014
  
- /U 7/        Standard Review Plan  
U.S. Nuclear Regulatory Commission  
NUREG-0800 Chapter 4.2 Fuel System Design Rev. 3 March 2007
  
- /U 8/        American Nuclear Society  
Light Water Reactors Fuel Assembly Mechanical Design and Evaluation  
ANSI/ANS-57.5-1996 Reaffirmed 28.02.2006
  
- /U 9/        Safety of Nuclear Fuel in Power Reactors  
Nuclear Safety Technical Assessment Guide  
Office for Nuclear Regulation  
NS-TAST-GD-075 Revision 2 September 2017
  
- /U 10/      Conception des réacteurs à eau sous pression  
Autorité de sûreté nucléaire  
Guide de L'ASN N° 22 Version du 18.07.2017

- /U 11/ Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente:  
Auslegung und Betrieb  
Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen  
ENSI-G20 Ausgabe Februar 2015
- /U 12/ Bundesamt für Strahlenschutz  
Kurzbeschreibung und Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland im Zeitraum Juni 2011  
Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik  
Störfallmeldestelle Stand 18.09.2013
- /U 13/ Bundesamt für Strahlenschutz  
Kurzbeschreibung und Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland im Zeitraum Mai 2012  
Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik  
Störfallmeldestelle Stand 11.06.2015
- /U 14/ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit  
Kurzbeschreibung und Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland im Zeitraum September 2013  
Abteilung kerntechnische Sicherheit und atomrechtliche Aufsicht in der Entsorgung  
Störfallmeldestelle Stand 09.08.2017
- /U 15/ Bundesamt für Strahlenschutz  
Kurzbeschreibung und Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland im Zeitraum Juni 2011  
Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik  
Störfallmeldestelle Stand 18.09.2013
- /U 16/ RSK  
Verformungen von Brennelementen in deutschen Druckwasserreaktoren  
RSK-Stellungnahme  
474. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 18.03.2015
- /U 17/ A. Yamamoto et al  
A simple treatment of increased gap due to fuel assembly bowing through correction of cross sections  
Journal of Nuclear Science and Technology 56 (2019) No.6, 471-478

- /U 18/ R. Mukin et al  
Subchannel modeling of single rod bowing in bundle geometry  
Nuclear Engineering and Design 340 (2018) 347-369
- /U 19/ Y. Aleshin et al  
Bow Evaluations to Support Fuel Assembly Design Improvements  
Top Fuel 2018 30.09. – 04.10.2018, Prag; A014
- /U 20/ Anna Franzén  
Evaluation of fuel Assembly BoW Penalty Peaking Factors for Ringhals 3  
Uppsala Universitet Examensarbete 30 hp September 2017  
UPTec ES 17 037 ISSN:1650-8300
- /U 21/ IAEA  
Structural behavior of fuel assemblies for water cooled reactors  
Proceedings of a technical meeting held in Cadarache, France, 22-26 November 2004  
IAEA-TECDOC-1454, Juli 2005
- /U 22/ 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 23/ J. Berger et al  
Empiric Calculation of the Power Increase Caused by Fuel Assembly Bowing in Siemens/KWU-PWR  
Nuclear Science and Engineering 194 415-421 June 2020
- /U 24/ Sylvie Doriot  
Microstructural Evolution of Q12™ Alloy Irradiated in PWRs and Comparison with other Zr Base Alloy  
Zirconium in the Nuclear Industry: 18 th International Symposium  
ASTM STP 1597, 2018, 823-856
- /U 25/ G. Spykman et al  
PWR Fuel Assembly bow  
Talk presented at the 45<sup>th</sup> Annual Meeting on Nuclear Technology, Frankfurt Deutschland, 6-8 Mai 2014

- /U 26/ S. Y. Jeon et al  
The Effects of Fuel Design on the Fuel Assembly Bow Characteristics in PWR  
Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Jeju Korea,  
May 17-18, 2012
- /U 27/ H.Böke et al  
Ansätze zur Analyse des Biegeverhaltens deutscher DWR-Brennelemente  
Jahrestagung Kerntechnik Stuttgart 22 -24. Mai 2012
- /U 28/ Y. Aleshin et al  
Plant and Cycle Specific Fuel Assembly Bow Evolution Assessment  
Water Reactor Fuel Performance Meeting, Jeju Korea, 10.09-14.09.2018
- /U 29/ RSK  
Erhöhte Oxidschichtdicken im oberen Bereich von Brennstäben mit  
M5-Hüllrohren  
RSK-Empfehlung, 514. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)  
am 12.02.2020
- /U 30/ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit  
Kurzbeschreibung und Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraft-  
werken und Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland im Zeitraum  
Februar 2017  
Abteilung kerntechnische Sicherheit und atomrechtliche Aufsicht in der  
Entsorgung  
Störfallmeldestelle ; Stand 10.04.2018
- /U 31/ 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 32/ H. Kim et al  
Overview of accident tolerant fuel development for LWRS  
Top Fuel 2018 30.09-04.10.2018, Prag; A0036
- /U 33/ S.M. Bragg-Sitton et al.  
Metrics for the Technical Performance Evaluation of Light Water reactor Acci-  
dent-Tolerant Fuel  
Nuclear Technology, 195, 111-123, August 2016

- /U 34/ J. Bischoff et al  
Developments of Fuels with enhanced Accident Tolerance  
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 35/ A.G. Sowder  
Challenges and Opportunities for Commercialization of enhanced Accident Tol-  
erant 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 36/ J.C Brachet et al  
Early studies on Cr-Coated Zircaloy-4 as Enhanced Accident tolerant nuclear  
Fuel Claddings for Light Water Reactors  
Journal of Nuclear Materials 517, 268 (2019)
- /U 37/ J. Bischoff et al  
AREVA NP's enhanced accident-tolerant fuel developments: Focus on Cr-  
coated M5 cladding  
Nuclear Engineering and Technology 50 (2018) 223-228
- /U 38/ J. Bischoff et al  
CR-Coated Cladding Development at Framatome  
Top Fuel 2018 30.09-04.10.2018, Prag; A0152
- /U 39/ R. Oelrich et al  
Overview of Westinghouse Lead Accident Tolerant Fuel Program  
Top Fuel 2018 30.09-04.10.2018, Prag; A0151
- /U 40/ G. Giradin et al  
Inspection Capabilities and In-pile Experience with Innovative and Enhanced  
Accident Tolerant Fuel Materials at KKG  
Top Fuel 2018 30.09-04.10.2018, Prag; A0178
- /U 41/ K. Terrani  
Accident Tolerant Fuel Cladding Development: Promise, Status and Challenges  
Journal of Nuclear Materials 501, 2018, 13 -30

- /U 42/ C. Delafoy et al  
Benefits of Framatome' s E-ATF Evolutionary Solution: Cr-Coated Cladding with Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Doped Fuel  
Top Fuel 2018 30.09-04.10.2018, Prag;
- /U 43/ H. Shah et al  
Westinghouse-Exelon EnCore<sup>®</sup> Fuel lead Test Rod (LTR) program including Coated cladding Development and Advanced Pellets  
Top Fuel 2018 30.09-04.10.2018, Prag; A0145
- /U 44/ C. Delafoy  
Areva CR2O3-doped Fuel: Increase in Operational Flexibility and Licensing Margins  
Top Fuel 2015 13. -17.09.; Zürich
- /U 45/ L. Hallstadius et al  
Westinghouse Fuel Pellet Evolution  
Water Reactor Fuel Performance Meeting 2008, 19.- 23.10 Seoul
- /U 46/ E. Grauf  
Optimierung der Zykluslänge von Leichtwasserreaktoren  
Thesis Institut für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE) der Universität Stuttgart 2004
- /U 47/ M. Seidl et al  
Review of the historic neutron noise behavior in German KWU built PWRs  
Progress in Nuclear Energy 85 (2015) 668 - 675
- /U 48/ M. Viebach et al  
On the influence of dynamical fuel assembly deflections on the neutron noise level  
Progress in Nuclear Energy 104 (2018) 32 – 46
- /U 49/ L.A. Torres et al  
Neutron noise analysis of simulated mechanical and thermal-hydraulic perturbations in a PWR core  
Annals of Nuclear Energy  
126 (2019) 242 – 252
- /U 50/ Albert Ziegler et al  
Reaktortechnik, Physikalisch-technische Grundlagen  
Springer Verlag, 2. Auflage 2013

- /U 51/ [https://nuclear.gepower.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en\\_US/images/hero-images/GE14-hero](https://nuclear.gepower.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en_US/images/hero-images/GE14-hero)
- /U 52/ 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 53/ 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 54/ 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 55/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH  
Untersuchungen zur Zuverlässigkeit von Brennelementen und mechanischen Einrichtungen in Kernkraftwerken  
GRS-442, Oktober 2016
- /U 56/ 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 57/ 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 58/ IAEA  
Nuclear Energy Series No. NP-T-3.13  
Technical Reports  
Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors:  
Good Practices and Lessons Learned  
Vienna 2011
- /U 59/ NEA  
State-of-the-Art Report on Light Water  
Reactor Accident-Tolerant Fuels  
Report 7317  
OECD 2018
- /U 60/ RSK  
Schäden an BE-Zentrierstiften und Kernbauteilen  
RSK-Stellungnahme  
484. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 18.05.2016
- /U 61/ F. Garzaroli et al  
Waterside Corrosion of Zircaloy-Clad Fuel Rods in a PWR Environment  
Zirconium in the Nuclear Industry,  
Proceedings of the Fifth International Conference Boston, Mass., 4-7 Aug. 1980  
ASTM STP 754
- /U 62/ J. P. Mardon et al  
M5<sup>®</sup> a breakthrough in Zr alloy  
Proceedings of 2010 LWR Fuel Performance/Top Fuel/WRFPM  
Orlando, Florida, USA, September 26-29, 2010 069
- /U 63/ A. Wanninger  
Mechanical Analysis of the Bow Deformation of fuel Assemblies in a Pressur-  
ized Water Reactor Core  
Dissertation TU München, Fakultät für Maschinenwesen, Lehrstuhl für  
Nukleartechnik, 2018
- /U 64/ B. LeVasseur et al  
3-D Modeling of Fuel Assembly bow for EDF PWRs  
Top Fuel 2009, Paris September 6 -10

- /U 65/ T. Andersson et al  
A Decade of Assembly Bow Management at Ringhals  
Structural behavior of fuel assemblies for water cooled reactors  
Proceedings of a technical meeting held in Cadarache,  
France 22 -26 November 2004  
IAEA-TECDOC-1454, July 2005
- /U 66/ J. P. Foster et al  
Zirlo™ Cladding Improvement  
Zirconium in the Nuclear Industry  
15<sup>th</sup> International Symposium, Sunriver, Oregon USA, June 24 – 28, 2007  
ASTM STP 1505
- /U 67/ J. Bishof et al  
PROtect: Accelerated Implementation of Framatome's Evolutionary eATF Solution  
Top Fuel 2019, Seattle, USA, September 22 – 27, 2019
- /U 68/ V. Rebeyrolle et al  
PROtect Fuel: The Leading E-ATF Solution Delivered by Framatome  
Top Fuel 2019, Seattle, USA, September 22 – 27, 2019
- /U 69/ J.L: Lyons et al  
Westinghouse Chromium-Coated Zirconium Alloy Cladding Development and Testing  
Top Fuel 2019, Seattle, USA, September 22 – 27, 2019



