



RESSORTFORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Zentrale Untersuchungen und Auswertung zu ak- tuellen Fragestellungen im Hinblick auf druck- führende Anlagenteile von Kernkraftwerken im Leistungsbetrieb – Los 1: Regelwerks- und Ad-hoc-Themen

Vorhaben 4717RO1370

AUFTRAGNEHMER:IN

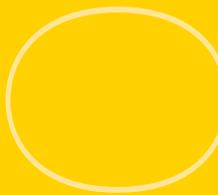
Materialprüfungsanstalt Universität Stuttgart, Stuttgart

Ludwig Stumpfrock

Anne Jüngert

Fabian Silber

Stefan Zickler



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

– Los 1: Regelwerks- und Ad-hoc-Themen

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-017/21

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
urn:nbn:de:0221-2021110329458

Berlin, November 2021

Impressum

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

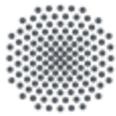
RESSORTFORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Auftragnehmer:in
Materialprüfungsanstalt Universität Stuttgart, Stuttgart

Ludwig Stumpfrock
Anne Jüngert
Fabian Silber
Stefan Zickler

030 184321-0
www.base.bund.de

Erscheinungsdatum: November 2021



Universität Stuttgart



Materialprüfungsanstalt
Universität Stuttgart

Abschlussbericht Final Report

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

FKZ 4717R01370

BEAUFTRAGT VOM



Bundesministerium
für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit

**30.09.2020
Materialprüfungsanstalt Universität Stuttgart**

Hinweis:

Das diesem Bericht zugrundeliegende Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) mit dem Förderkennzeichen 4717R01370 gefördert. Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung der Auftraggeberin übereinstimmen. Die Materialprüfungsanstalt Universität Stuttgart und die Autoren übernehmen keine Haftung für Schäden, die aufgrund von weiterführenden oder fehlerhaften Anwendungen der in diesem Bericht dargestellten Ergebnisse auftreten.

Schlussbericht

Kurzfassung

Ziel dieses Vorhabens war, den aktuellen Stand von Wissenschaft & Technik (W&T) zu werkstoff- und auslegungsbestimmenden Themen zu beobachten. Das KTA Regelwerk wird laufend einer Durchsicht zur Anpassung an den Stand von W&T unterzogen. Hierzu ist es erforderlich zu prüfen, ob sich durch die Fortentwicklung von W&T an einzelnen Stellen der maßgeblichen KTA Regeln für Werkstoffe und mechanische Komponenten ein Änderungsbedarf ergeben hat, und falls nötig Regeländerungsvorschläge zu erarbeiten. Dafür war der aktuelle internationale Kenntnisstand, wie er im ASME BPVC Regelwerk umgesetzt ist, im Hinblick auf die für das KTA Regelwerk relevanten Themen zu verfolgen. Weiter wurde der aktuelle Kenntnisstand zu Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen für die Nachwärmeabfuhr aufgearbeitet und nach Stand von W&T bewertet. Die MPA Stuttgart stand dem BMU für Ad-hoc-Fragestellungen zu Themen aus dem Bereich Materialwissenschaften und Werkstofftechnik zur Verfügung, die sich durch nationale und internationale Ereignisse in kerntechnischen Anlagen ergaben. Nachdem in einer deutschen Anlage im Jahr 2018 Werkstoffschädigungen in Dampferzeuger-Heizrohren beobachtet wurden, wurden Experimente zum Ausströmverhalten an dünnwandigen Bauteilen durchgeführt, um das Verständnis für solche Vorgänge zu verbessern. Die experimentelle Datenbasis für die Verifikation von Berechnungsprogrammen zur Vorhersage der Leckagerate wurde hiermit auf dünnwandige Bauteile erweitert. Dem Ausschuss „Druckführende Komponenten und Werkstoffe“ der Reaktorsicherheitskommission wurde über die Arbeiten berichtet.

Final Report

Summary

The aim of this project was to observe the current state of science and technology on topics that determine material and design. The KTA rules are continuously reviewed in order to adapt it to the status of the art. To this end, it is necessary to check whether the further developments have resulted in a need for change in individual points of the relevant KTA rules for materials and mechanical components, and if necessary, to develop rule change proposals. For this, the current international state, as it is implemented in the ASME BPVC, had to be followed with regard to the topics relevant to the KTA rules. In addition, the current state of knowledge on testing options for pipelines for residual heat removal was reviewed and evaluated. The MPA Stuttgart was available to the BMU for ad-hoc questions on topics from the field of materials science and engineering that arose from national and international events in nuclear facilities. After material damage in steam generator heating pipes was observed in a German plant in 2018, experiments on the leakage behavior on thin-walled components were carried out in order to improve the understanding of such processes. The experimental database for the verification of calculation programs for predicting the leakage rate has been expanded to include thin-walled components. The work was reported to the Reactor Safety Commission.

Inhalt

	Seite
Abkürzungen	6
Formelzeichen	8
Indizes	8
1 Aufgabenstellung	9
AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung	9
AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T	10
AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen	10
2 Voraussetzungen	12
AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung	12
AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T	12
AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen	13
3 Planung und Ablauf des Vorhabens	13
AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung	13
AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T	13
AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen	14
4 Stand von Wissenschaft und Technik hinsichtlich Vorhabenszielen	15
AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung	15
AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T	15
Regelwerke werden kontinuierlich weiterentwickelt, so dass der aktuelle Stand von W&T verfolgt und regelmäßig aufgearbeitet werden muss.	15
AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen	15
5 Zusammenarbeit mit anderen Stellen	16
AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung	16
AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T	16
AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen	16
6 Erzielte Ergebnisse	17
AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung	17
6.1 Versuchsaufbau	17
6.1.1 FSI-Kreislauf	17
6.1.2 Ausströmung in Luft mit Leckratenerfassung	17
6.1.3 Ausströmung in Luft mit optischer Untersuchung	17
6.1.4 Ausströmung in Wasserbecken mit Leckratenerfassung	18
6.2 Durchgeführte Untersuchungen	18
6.2.1 Untersuchung der Ausströmung in Luft	18
6.2.2 Optische Untersuchung der Ausströmung in Luft	19
6.2.3 Strömungswiderstand und Widerstandsbeiwert nach KTA 3206	19
6.2.3.1 Bohrung	20
6.2.3.2 Ermüdungsriss	20
6.2.3.3 Definiertes Spalt	20
6.2.4 Untersuchung der Ausströmung in Wasser	21

6.2.5	Finite Elemente Simulation des Leckmoduls mit Versuchskörper R4	21
6.3	Zusammenfassung und Bewertung der Ergebnisse	21
AP 2:	Beobachtung des aktuellen Standes von W&T	22
6.4	Durchgeführte Arbeiten	22
6.5	Bewertung in Bezug auf das KTA Regelwerk	23
AP 3:	Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen	24
6.6	Durchgeführte Arbeiten	24
6.6.1	Aufarbeitung des aktuellen Kenntnisstandes	24
6.6.2	Prüfvorschriften und Prüfmöglichkeiten	26
6.6.3	Analyse und Bewertung ausgewählter, repräsentativer Rohrleitungssysteme	26
6.6.4	Vergleichende Bewertung	28
6.7	Zusammenfassung und Bewertung	29
7	Nutzen und Verwertbarkeit der Ergebnisse	30
AP 1:	Absicherung der Leckratenbestimmung	30
AP 2:	Beobachtung des aktuellen Standes von W&T	30
AP 3:	Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen	31
8	Während der Durchführung des FE-Vorhabens dem AN bekannt gewordener Fortschritt auf dem Gebiet des Vorhabens bei anderen Stellen	31
9	Erfolge oder geplante Veröffentlichungen des FE-Ergebnisses nach § 20	31
10	Literatur	31
	Tabellen und Bilder	35

Abkürzungen

ACCA	Alternating current coating attenuation survey
AM	Advanced Manufacturing oder Additive Manufacturing
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ASNT	American Society For Nondestructive Testing
BPVC	ASME Boiler and Pressure Vessel Code
CC	Code Case
CFR	Code of Federal Regulations
CS	Codes and Standards
CSS	Cast Stainless Steel
CT	Compact Tension
DE-HR	Dampferzeuger Heizrohr
DFU	Druckführende Umschließung
DM	Design Methods
DWR	Druckwasserreaktor
EAF	Environmentally Assisted Fatigue
EMS	Europäische makroseismische Skala
EPFM	Elastic Plastic Fracture Mechanics
EPRI	Electric Power Research Institute
ETD	Elevated Temperature Design
EVA	Einwirkungen von außen
FEM	Finite Elemente Methode
FSI	Fluid-Struktur-Interaktion
GGG	Duktiles Gusseisen
GKN	Gemeinschaftskernkraftwerk Neckarwestheim
GPR	Geo-Radar (ground penetrating radar)
Gr	Grade (Werkstoffgüte)
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
IAEA	International Atomic Energy Agency
KBR	Kernkraftwerk Brokdorf
KIWG	Korea International Working Group
KKE	Kernkraftwerk Emsland
KKI	Kernkraftwerk Isar
KKP	Kernkraftwerk Philippsburg
KKW	Kernkraftwerk
KRB	Kernkraftwerk Gundremmingen
KTA	Kerntechnischer Ausschuss

KWG	Kernkraftwerk Grohnde
MANDE	Monitoring and Nondestructive Evaluation
MDEP	Multinational Design Evaluation Program
MPA	Materialprüfungsanstalt Universität Stuttgart
MRP	Materials Reliability Program
MTM	Magnetische Tomographie
NDE	Non Destructive Examination
NIST	National Institute of Standards and Technology
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NWA	Nachwärmeabfuhr
PGA	Bodenbeschleunigung (peak ground acceleration)
POD	Probability of Detection
PVP	Pressure Vessels & Piping
PWSCC	Primary Water Stress Corrosion Cracking
QNDE	Quantitative Nondestructive Evaluation Conference
RDB	Reaktordruckbehälter
RIM	Reliability and Integrity Monitoring
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
RSK-DKW	RSK-Ausschuss Druckführende Komponenten und Werkstoff
RT	Durchstrahlungsprüfung (radiographic testing)
SC	Subcommittee
SCC	Systems, structures and components
SFR	Sodium-Cooled Fast Reactor
SG	Sub Group
SWG	Special Working Group
SWR	Siedewasserreaktor
SWT	Smith, Watson & Topper
TG	Task Group
US	United States
UT	Ultraschallprüfung (ultrasonic testing)
W&T	Wissenschaft und Technik
WG	Working Group
WKP	Wiederkehrende Prüfung
ZfP	Zerstörungsfreie Prüfung
ZUNA	Zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem KRB

Formelzeichen

Symbol	Einheit	Bedeutung
A	mm ²	Fläche
COA	mm ²	Crack opening area, Rissöffnungsfläche
COD	mm	Crack opening displacement, Rissöffnung
cv	-	Durchflussbeiwert
2c	mm	Gesamte Risslänge
dh	mm	Hydraulischer Durchmesser
l	mm	Strömungskanallänge
Rz	µm	Rauigkeit
t	mm	Wanddicke
θ	°C	Temperatur
ζ	-	Strömungswiderstand

Indizes

Symbol	Bedeutung
ex	Exterior, Außenseite
in	Inlet, Innenseite
L	Links
M	Mitte
R	Rechts

1 Aufgabenstellung

Im Rahmen des hier berichteten Forschungsvorhabens „Zentrale Untersuchungen und Auswertung zu aktuellen Fragestellungen im Hinblick auf druckführende Anlagenteile von Kernkraftwerken im Leistungsbetrieb“ wurden drei Arbeitspakete bearbeitet, die inhaltlich voneinander getrennt waren:

AP 1 Absicherung der Leckratenbestimmung bei Leckagen in Dampferzeuger-Heizrohren (Kurztitel Absicherung der Leckratenbestimmung)

AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T zu werkstoff- und auslegungsbestimmen-den Themen (Kurztitel Beobachtung des aktuellen Standes von W&T)

AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen für die Nachwärmeabfuhr (Kurztitel Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen)

Für jedes Arbeitspaket wurde ein eigener Abschlussbericht erstellt, siehe [1], [2] und [3]. Im vorliegenden Schlussbericht werden die wesentlichen Punkte zusammenfassend dargestellt

AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung

Dampferzeuger stellen eine wichtige Komponente in Druckwasserreaktoren (DWR) dar. Im Dampferzeuger wird die Wärme der Kernreaktion vom Primärkühlmittel auf das Sekundärmedium übertragen, wobei letzteres in die Gasphase übergeht. In DWR wird dies durch eine Vielzahl U-förmiger Rohre realisiert, den Dampferzeuger-Heizrohren (DE-HR). Die große Oberfläche und die geringe Wanddicke machen die DE-HR zu einer besonders sensiblen Stelle der druckführenden Umschließung (DFU).

Im August 2018 wurden in einem deutschen DWR bei einer Prüfung der Dampferzeuger-Heizrohre Anzeigen festgestellt [1]. Die gefundenen Anzeigen lassen sich in zwei Schadenscharakteristiken unterscheiden. Neben volumenartigen punkt- bis kegelförmigen Wanddickenschwächungen traten lineare, rissartige Wanddickenschwächungen in Umfangsrichtung auf. Die Schäden weisen eine Tiefe bis teilweise 91% der Wanddicke von 1,2 mm auf. Diese Defekte werfen die Frage nach möglichen Versagensarten wie auch nach der erwarteten Leckrate im Fall von wanddurchdringenden Defekten auf. Eine Leckage im Dampferzeuger-Heizrohr stellt einerseits einen potenziellen Freisetzungspfad mit Containment-Bypass dar, andererseits ist auch die Erosionsschädigung eines benachbarten Heizrohrs durch das Auftreffen des aus dem Leck austretenden Strahls von Bedeutung.

Die Berechnung der zweiphasigen Ausströmung durch Leckagen in dickwandigen Komponenten basiert auf zahlreichen Experimenten und gut validierten Berechnungsmodellen. Bei einem Leck in einem dünnwandigen Heizrohr ist zu beachten, dass das Medium durch einen relativ

kurzen Kanal strömt, weshalb davon ausgegangen werden kann, dass die Reibung an der Wand eine untergeordnete Rolle spielt. Demgegenüber ist der Einfluss des Einströmbereichs von besonderer Bedeutung. Weiterhin findet die Ausströmung von der Primär- zur Sekundärseite bei Betrieb ins Medium Wasser statt und der Phasenübergang des Fluids kann außerhalb des Risskanals liegen. Ferner unterscheidet sich auch die detektierbare Leckrate von der eines Lecks mit Ausströmung in die Containment-Atmosphäre.

Im Rahmen der Untersuchungen im Arbeitspakt AP 1 wurden Experimente an der MPA Universität Stuttgart durchgeführt, die eine genauere Vermessung und Bestimmung der Phänomene bei der Durchströmung von Defekten in dünnwandigen Rohren erlaubten. Für die Versuche kamen Modelldefekte in Form von Bohrungen, Schlitzern und Rissen zum Einsatz, die in dünne Platten der Wanddicke 1,2 mm und kleiner eingebracht wurden. Diese Leckblenden wurden in Versuchen mit ein- und zweiphasiger Ausströmung in Luft und in Wasser eingesetzt. Es erfolgten Leckratenmessungen an dünnwandigen Versuchskörpern mit Bohrungen, Schlitzern und Rissen. Optische Untersuchungen des Ausströmungsverhaltens dienen zur qualitativen Einordnung der Strömung im Spalt in Ein- oder Mehrphasen-Strömung. Mit Ausströmversuchen in Wasser wurde der Einfluss des Umgebungsmediums simuliert. Mit den durchgeführten Untersuchungen wurden das Verständnis und die Grundlagen bei Leckagevorgängen an dünnwandigen Bauteilen verbessert und experimentelle Daten für die Verifizierung entsprechender Simulationsprogramme zur rechnerischen Vorhersage der Leckage bereit gestellt.

Die Ausrichtung dieses Arbeitspunkts stellte eine logische und notwendige Ergänzung und Weiterführung zu den bisherigen und laufenden Arbeiten der MPA Universität Stuttgart dar [5].

AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T

Zum Themenkomplex Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerks wurde im Arbeitspaket AP2 der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik zu werkstoff- und auslegungsbestimmenden Themen über den Zeitraum der Laufzeit des Vorhabens verfolgt, dokumentiert und in Bezug auf das KTA Regelwerk bewertet. Hierzu wurden während der Laufzeit des Vorhabens fünf Veranstaltungen der ASME Code Week Meeting besucht. Es waren drei Teilnahmen im Jahr 2019 und zwei im Jahr 2020 vorgesehen. Dies ermöglichte einen Überblick über den aktuellen Stand und die Entwicklungen und Überarbeitungen der einzelnen Sektionen des ASME-BPVC. Die gewonnenen Erkenntnisse wurden mit der Vorgehensweise nach dem deutschen kerntechnischen Regelwerk vergleichend bewertet und die Ergebnisse in einem Bericht dokumentiert.

AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen

Das System zur Nachwärmeabfuhr stellt die Kühlung des Reaktorkerns nach planmäßiger Abschaltung und im Störfall sicher. Ein Ausfall des Notkühlsystems kann fatale Folgen haben. Im Rahmen des Arbeitspakets AP 3 wurden Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen zur Nachwärmeabfuhr zusammengestellt und bewertet.

Im ersten Schritt erfolgte die Aufarbeitung des Kenntnisstands anhand von Herstellerspezifikationen und aktueller Regelwerke. Hierbei wurden anlagenspezifische Ausführungen der Nachkühlkette berücksichtigt, sofern die erforderlichen Unterlagen vorlagen. Bezüglich der erforderlichen anlagenspezifischen Informationen über verwendete Werkstoffe, Verbindungsformen und Bauausführung dieser Rohrleitungssysteme wurden Anlagenbetreiber und Hersteller kontaktiert. Die betreffenden Rohrleitungssysteme liegen innerhalb der einzelnen Kraftwerke in großer Vielfalt bezüglich der Werkstoffe, Wandstärken und Rohrgeometrien vor. Dazu kommen konstruktive Unterschiede zwischen den einzelnen Kraftwerken. Darüber hinaus wurden die aktuellen Entwicklungen und Publikationen über die gesamte Laufzeit des Vorhabens verfolgt.

Im nächsten Schritt wurde zusammengestellt, welche Prüfvorschriften für die Rohrleitungen der Nachkühlkette vorliegen und welche Prüfungen vor und während des Betriebs in den Kraftwerken tatsächlich stattgefunden haben. Zusätzlich zur großen Varianz in den Konstruktionen, können Zugänglichkeit und Prüfbarkeit der Rohrleitungen stark eingeschränkt sein, wenn Rohrleitungen erdverlegt sind oder Beschichtungen aufgebracht sind. Dadurch entsteht eine große Bandbreite an Prüfproblemen, die eine große Anzahl unterschiedlicher Prüfvorschriften für unterschiedliche Rohrleitungsabschnitte mit sich bringt. Einige Prüfprobleme sind zudem voraussichtlich noch nicht in geeigneten Prüfvorschriften erfasst.

Zur Bewertung der vorhandenen Prüfvorschriften im Hinblick auf den aktuellen Stand der Technik, wurden Prüfvorschriften aus anderen Bereichen kerntechnischer Anlagen und der aktuellen Reaktorsicherheitsforschung sowie aus Industriezweigen mit ähnlichen Prüfaufgaben und Werkstoffen (z.B. Kanalprüfungen, Pipelineinspektionen) zu Rate gezogen.

Aus den vorhandenen Daten von DWR- und SWR-Anlagen wurden repräsentative Anlagen ausgewählt, für die die entsprechend notwendigen Unterlagen vorlagen. Auslegung, Herstellung und Prüfung dieser Rohrleitungssysteme wurden im Hinblick auf eventuell auftretende Erdbebenereignisse detailliert ausgewertet und bewertet. Die zu erwartenden Auswirkungen seismischer Ereignissen wurden für Deutschland bisher eher gering eingeschätzt. Allerdings muss sichergestellt sein, dass die Systeme der Nachkühlkette im Falle eines Erdbebens zuverlässig funktionieren. Deshalb wurde in dem AP 3 insbesondere bewertet inwiefern die anlagenspezifischen Anforderungen an die Auslegung, Prüfvorschriften und Prüfintervalle den Anforderungen nach aktuellem Stand von W&T gerecht werden.

Abschließend wurden alle während der Projektlaufzeit ermittelten Informationen zusammengestellt, einer abschließenden Bewertung unterzogen und in Berichtsform detailliert dokumentiert.

2 Voraussetzungen

AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung

Für die Untersuchungen im Arbeitspaket AP1 stand der Fluid-Struktur-Interaktions-Versuchskreislauf (FSI-Kreislauf) für experimentelle Untersuchungen zur Verfügung. Der FSI-Kreislauf wurde in vorangegangenen Vorhaben ausgelegt und aufgebaut [5], [6] und im Rahmen dieses Vorhabens entsprechend den Vorhabenszielen ausgebaut und modifiziert. Der FSI-Kreislauf kann im Bereich von etwa 5 bar bis maximal 80 bar Rohrinnendruck und im Bereich von 15 °C bis maximal 280 °C Wassertemperatur betrieben werden. Die Steuerung der Anlage erfolgt aus sicherheitstechnischen Gründen von einer abgeschirmten Leitwarte aus und ist weitgehend automatisiert. Im Betrieb wird zusätzlich zu den Messwertaufzeichnungen der Schaltzustand aller Hauptkomponenten der Anlage gespeichert. Neben der Erfassung der Leckrate über einen Kondensatauffangbehälter mit Kraftmessdose wird der Massenstrom mit Coriolis-Durchflussmessern an drei Positionen im Kreislauf gemessen. Für die optischen Untersuchungen bei freier Ausströmung in Luft ist das Leckmodul konstruktiv anzupassen. Zur optischen Erfassung wird die Highspeedkamera MotionXtra NX7-S2 mit Makroobjektiv eingesetzt. Mit diesem Aufbau lässt sich für ausgewählte Probekörper der gesamte Parameterraum abfahren. Die Aufnahmen mit der Kamera werden, wie die Steuerung des gesamten Kreislaufs, von der Leitwarte aus kontrolliert.

AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T

Die MPA kann für das Arbeitspaket 2 auf langjährige Erfahrungen zur Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik hinsichtlich werkstoff- und auslegungsbestimmender Themen zurückblicken. Zahlreiche nationale und internationale Forschungsvorhaben haben die Kompetenz in den Bereichen Werkstofftechnik, Prüftechnik und Sicherheitsbewertung stetig weiterentwickelt. National war die MPA in Arbeitsgremien zur Pflege und Entwicklung des KTA-Regelwerks beteiligt. International wurde durch die Teilnahme an ASME Code Week Meetings der aktuelle Stand und die Entwicklungen und Überarbeitungen der einzelnen Sections des ASME-BPVC kontinuierlich beobachtet. Dies bezog sich insbesondere auf Section III und auf Section XI des ASME-BPVC, welche für kerntechnische Fragestellungen besonders wichtig sind. Falls relevant wurden die beobachteten Weiterentwicklungen im ASME-BPVC durch die MPA in die KTA Arbeitsgremien zur Überarbeitung im deutschen kerntechnische Regelwerk eingebracht. Des Weiteren ermöglichte die Teilnahme an den ASME Code Week Meetings den Erfahrungsaustausch und die Einordnung der eigenen Aktivitäten sowie den Bezug zu

international behandelten Problemstellungen auf den Tätigkeitsfeldern der MPA. Die Kompetenz der MPA wurde durch Mitarbeit in internationalen Arbeitsgremien, wie z.B. die Arbeitsgruppe zu Integrität und Alterung der CSNI (WGIAGE), und Beteiligung an entsprechenden internationalen Vergleichsprojekten (Ringversuche, Benchmarks) sichergestellt.

AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen

Die MPA kann für das Arbeitspaket 3 auf weitreichende Erfahrungen mit Untersuchungen an verschiedensten Werkstoffen zurückgreifen. Die Bewertung zerstörungsfreier Prüfungen an Komponenten in kerntechnischen Anlagen ist an der MPA seit vielen Jahren ein Forschungsschwerpunkt. Die Zuverlässigkeitsbewertung von zerstörungsfreien Prüfungen ist ein weiterer Forschungsschwerpunkt an der MPA Stuttgart.

Einschlägige Vorschriften zu den zerstörungsfreien Prüfverfahren sind durch ständige Anwendung in anderen Industriezweigen, wie z.B. Wasserkraftanlagen oder Gashochdruckleitungen, bestens bekannt. Durch die Mitarbeit in der DGzFP werden aktuelle Fragestellungen und neue Entwicklungen aus dem Bereich zerstörungsfreier Prüfverfahren aktiv mit verfolgt. Teilnahmen an internationalen Konferenzen und anderen Veranstaltungen sichern den Kenntnisstand von Wissenschaft und Technik laufend ab.

3 Planung und Ablauf des Vorhabens

AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung

Die Arbeiten wurden im Dezember 2019 begonnen und wurden in die Teilschritte Vorarbeiten und experimentelle Arbeiten aufgeteilt.

Die Vorarbeiten umfassten die Auslegung der Leckblenden, die Planung des Versuchsaufbaus und Anfertigung von Fertigungszeichnungen sowie die Durchführung der notwendigen Umbaumaßnahmen.

Die experimentellen Arbeiten umfassten Versuche mit Leckratenmessungen bei Leckage in Luft, optische Erfassung des Ausströmverhaltens in Luft und Leckratenmessungen bei Leckage in Wasser sowie die Auswertung und Dokumentation der erfassten Daten. Die Arbeiten wurden bis Ende September 2020 durchgeführt.

AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T

Während der Laufzeit des Vorhabens stattfindende Veranstaltungen der ASME Code Week Meeting wurden besucht. Hierzu waren drei Teilnahmen im Jahr 2019 (Costa Mesa, Minneapolis, Atlanta) und zwei Teilnahmen im Jahr 2020 (Las Vegas, Washington DC) vorgesehen. Die zweite vorgesehene Teilnahme fand wegen der Corona-Pandemie virtuell statt.

Die Vertreter der MPA Stuttgart fertigten Reiseberichte an um einen Überblick über den aktuellen Stand und die Entwicklungen und Überarbeitungen der einzelnen Sektionen des ASME-BPVC zu dokumentieren. Die Erkenntnisse aus den besuchten Sitzungen werden mit den entsprechenden Vorgehensweisen nach dem deutschen kerntechnischen Regelwerk vergleichend bewertet und dokumentiert.

AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen

Die Bearbeitung dieses Arbeitspunkts erfolgte über die gesamte Laufzeit des Vorhabens von Oktober 2018 bis September 2020.

Begonnen wurde mit der Aufarbeitung des aktuellen Kenntnisstandes anhand von Herstellerspezifikationen und aktueller Regelwerke. Hierbei wurden anlagenspezifische Ausführungen der Nachkühlkette berücksichtigt, sofern die erforderlichen Unterlagen vorlagen. Die betreffenden Rohrleitungssysteme liegen innerhalb der einzelnen Kraftwerke in großer Vielfalt bezüglich der Werkstoffe, Wandstärken und Rohrgeometrien vor. Dazu kommen konstruktive Unterschiede zwischen den einzelnen Kraftwerken.

Im nächsten Schritt wurde zusammengestellt, welche Prüfvorschriften für die Rohrleitungen der Nachkühlkette vorliegen und welche Prüfungen vor und während des Betriebs in den Kraftwerken tatsächlich stattgefunden haben. Zusätzlich zur großen Varianz in den Konstruktionen, können Zugänglichkeit und Prüfbarkeit der Rohrleitungen stark eingeschränkt sein, wenn Rohrleitungen erdverlegt sind oder Beschichtungen aufgebracht sind. Dadurch entsteht eine große Bandbreite an Prüfproblemen, die ein große Anzahl unterschiedlicher Prüfvorschriften für unterschiedliche Rohrleitungsabschnitte mit sich bringt. Einige Prüfprobleme sind zudem voraussichtlich noch nicht in geeigneten Prüfvorschriften erfasst.

Zur Bewertung der vorhandenen Prüfvorschriften im Hinblick auf den aktuellen Stand der Technik wurden Prüfvorschriften aus anderen Bereichen kerntechnischer Anlagen und der aktuellen Reaktorsicherheitsforschung sowie aus Industriezweigen mit ähnlichen Prüfaufgaben und Werkstoffen (z.B. erdverlegte Fernwärmeleitungen, Rohrleitungsprüfung in der chemischen Industrie) zur Rate gezogen.

Aus den vorhandenen Daten von DWR- und SWR-Anlagen wurden repräsentative Anlagen ausgewählt. Auslegung, Herstellung und Prüfung dieser Rohrleitungssysteme wurden im Hinblick auf eventuell auftretende Erdbebenereignisse detailliert ausgewertet und bewertet. Die zu erwartenden Auswirkungen seismischer Ereignissen wurden für Deutschland bisher eher gering eingeschätzt. Allerdings muss sichergestellt sein, dass die Systeme der Nachkühlkette im Falle eines Erdbebens zuverlässig funktionieren. Deshalb wurde in diesem AP insbeson-

dere bewertet, inwiefern die anlagenspezifischen Anforderungen an die Auslegung, Prüfverfahren und Prüfintervalle den Anforderungen nach aktuellem Stand von W&T gerecht werden.

Abschließend wurden alle während der Projektlaufzeit ermittelten Informationen zusammengestellt, einer abschließenden Bewertung unterzogen und in Berichtsform detailliert dokumentiert.

4 Stand von Wissenschaft und Technik hinsichtlich Vorhabenszielen

AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung

Die Berechnung der Ausströmung durch Leckagen in dickwandigen Komponenten basiert auf zahlreichen Experimenten und gut validierten Berechnungsmodellen. Während für die Verifizierung von Simulationsprogrammen zur rechnerischen Vorhersage der Leckagen in dickwandigen Komponenten somit eine gute experimentelle Datenlage vorhanden ist, fehlt diese für dünnwandige Komponenten wie DE-HZ bisher. Die hier vorgesehenen Experimente wurden am FSI-Kreislauf der MPA Stuttgart durchgeführt. Dieser Versuchsstand wurde in früheren öffentlich geförderten Vorhaben aufgebaut und stetig weiterentwickelt. Bekannte Verfahren und Schutzrechte wurden nicht in Anspruch genommen.

AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T

Regelwerke werden kontinuierlich weiterentwickelt, so dass der aktuelle Stand von W&T verfolgt und regelmäßig aufgearbeitet werden muss.

AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen

Die Mitarbeiter der MPA Stuttgart sind durch ihre laufenden Tätigkeiten auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Hinzu kommt die regelmäßige Teilnahme an internationalen Veranstaltungen (Konferenzen, Workshops) mit entsprechendem Erfahrungsaustausch mit anderen Wissenschaftlern. Bei den Reaktorunfällen im japanischen Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi nach einem Erdbeben kam es zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr (NWA). Deshalb rückten die Nachwärmeabfuhrsysteme und deren Prüfmöglichkeiten in deutscher Kernkraftwerken in den Untersuchungsfokus. Diese Rohrleitungssysteme sind entsprechend verschiedener Rohrleitungsspezifikationen ausgelegt, die nur eingeschränkt dem Basissicherheitskonzept und dem Regelwerk des kerntechnischen Ausschusses (KTA) entsprechen.

5 Zusammenarbeit mit anderen Stellen

AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung

Bei der Festlegung der experimentellen Randbedingungen wurde eng mit der GRS zusammengearbeitet. Die GRS führte parallel Modellentwicklungen und numerische Untersuchungen zur rechnerischen Vorhersage der Leckageraten durch. Die GRS berichtet über ihre durchgeführten Arbeiten und Ergebnisse in einem eigenen Bericht.

AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T

AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen

Die Arbeiten für die Arbeitspakete AP2 und AP3 wurden durch Mitarbeiter der MPA Universität Stuttgart ohne die Beteiligung Dritter durchgeführt.

6 Erzielte Ergebnisse

AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung

6.1 Versuchsaufbau

6.1.1 FSI-Kreislauf

Zur experimentellen Untersuchung der Leckausströmung an Rissen und Spalten in dünnwandigen Bauteilen wie Dampferzeuger-Heizrohren wird an der MPA Universität Stuttgart der Fluid-Struktur-Interaktions-Versuchskreislauf (FSI-Kreislauf) eingesetzt. Der FSI-Kreislauf wurde in früheren Vorhaben ausgelegt, siehe [5], [6], und aufgebaut und im Rahmen dieses Vorhabens entsprechend den Vorhabenszielen ausgebaut und modifiziert, siehe Abbildung 1. Der FSI-Kreislauf kann im Parameterraum von etwa 5 bar bis maximal 80 bar Rohrrinnendruck und im Bereich von 15 °C bis maximal 280 °C Wassertemperatur betrieben werden, siehe Abbildung 2. Die Steuerung der Anlage erfolgt aus sicherheitstechnischen Gründen von einer abgeschirmten Leitwarte aus und ist weitgehend automatisiert. Im Betrieb wird zusätzlich zu den Messwertaufzeichnungen der Schaltzustand aller Hauptkomponenten der Anlage gespeichert. Neben der Erfassung der Leckrate über einen Kondensatauffangbehälter mit Kraftmessdose wird der Massenstrom mit Coriolis-Durchflussmessern an drei Positionen im Kreislauf gemessen.

6.1.2 Ausströmung in Luft mit Leckratenerfassung

Zur Erfassung der Leckrate im gesamten Parameterraum (Druck und Temperatur), siehe Abbildung 3, ist dem Leckmodul mit Kugelhahn ein Kondensator angeschlossen. Dieser erlaubt es dampfförmige Leckraten bis 200 g/s vollständig zu kondensieren und leitet das Kondensat in den dafür vorgesehenen Auffangbehälter. Dieser Versuchsaufbau wurde bereits in vorausgegangenen Vorhaben erfolgreich eingesetzt, siehe Abbildung 3.

6.1.3 Ausströmung in Luft mit optischer Untersuchung

Zur optischen Untersuchungen bei freier Ausströmung in Luft wird das Leckmodul konstruktiv verändert. Der Flanschanschluss mit Nennweite 80 an den Kugelhahn wird durch einen offenen Flanschring ersetzt. Der mit bis zu 260 °C ausströmende Dampf wird hierbei in einer Einhausung mit Acrylglas eingefangen, teilweise kondensiert und verbleibender Dampf abgeleitet, siehe Abbildung 4. Der austretende Strahl wird innerhalb der Einhausung mit einem Rohrkrümmer nach unten umgelenkt. Damit wird die Anzahl der sich bildenden Wassertropfen reduziert, da der Strahl tangential im Rohrkrümmer auftrifft und nicht rechtwinklig auf der Acrylglasscheibe auftrifft. Zur optischen Erfassung wird die Highspeedkamera MotionXtra NX7-S2 mit Makroobjektiv eingesetzt. Die Kamera mit Objektiv wird über Bleche vor Wärmestrahlung abgeschirmt. Ein Lüfter erzeugt eine gerichtete Luftströmung in Blickrichtung der

Kamera und verhindert damit, dass Dampf oder Wassertropfen durch die Objektivöffnung in der Acrylglaseinfassung ausströmen. Mit diesem Aufbau lässt sich für ausgewählte Probekörper der gesamte Parameterraum abfahren. Die Aufnahmen mit der Kamera werden, wie die Steuerung des gesamten Kreislaufs, von der Leitwarte aus kontrolliert. Eine Aufnahme des Versuchsaufbaus ist in Abbildung 5 dargestellt. Das Bild zeigt eine Draufsicht auf den Versuchsaufbau. Im linken Bildbereich ist das Stativ mit der Highspeedkamera mit Objektiv und Beleuchtungseinheit zu erkennen. Die Acrylglaseinhausung ist zentral im Bild angeordnet. Im rechten unteren Bereich sind das modifizierte Leckmodul und Teile der Rohrleitung des Hauptstranges des FSI-Kreislaufs zu erkennen.

6.1.4 Ausströmung in Wasserbecken mit Leckratenerfassung

Zur Untersuchung des Einflusses des Umgebungsmediums auf den Ausströmvorgang und damit auf die zu erwartende Leckrate werden Ausströmversuche in ein Wasserbecken durchgeführt. Hierzu wird am Leckmodul ein Wasserbecken mit Überlauf angeflanscht. Dieses Becken ist bis zur Überlaufkante mit Wasser gefüllt, so dass einströmendes Wasservolumen über die Überlaufkante in den Leckageauffangbehälter ausströmt, siehe Abbildung 6. Mit diesem Aufbau sind Leckratenmessungen im Temperaturbereich bis 100 °C, kurzzeitig auch darüber, möglich.

6.2 Durchgeführte Untersuchungen

Im Folgenden werden die im Rahmen des Vorhabens angefertigten Versuchskörper sowie die durchgeführten Messungen beschrieben. Abbildung 7 zeigt einen Ausschnitt der technischen Zeichnung eines Versuchskörpers mit Bohrung. Alle hier untersuchten Probekörper weisen einen Außendurchmesser von 95 mm auf, siehe Abbildung 8. Abbildung 9 zeigt einen Probekörper mit Ermüdungsriss und Abbildung 10: zeigt einen Versuchskörper mit definiertem Spalt. Die wesentlichen geometrischen Eigenschaften aller Versuchskörper sind in Tabelle 1 zusammengestellt. Exemplarisch werden im Folgenden für den Versuchskörper mit Bohrung 0,055 mm Ergebnisse zur Leckage und für den Versuchskörper mit Bohrung 0,6 mm Ergebnisse der optischen Untersuchungen gezeigt.

6.2.1 Untersuchung der Ausströmung in Luft

Die Fertigungszeichnung für den Versuchskörper VS055 (Durchmesser der Bohrung $\approx 0,55$ mm) ist in Abbildung 7 dargestellt. Zur Ermittlung der Durchmesser an Ein- und Austritt des Leckkanals wurden lichtmikroskopische Aufnahmen angefertigt, siehe Abbildung 11. Die geometrischen Kenngrößen des Versuchskörpers sind in Tabelle 2 angegeben. Leckratenmessungen wurden für Drücke zwischen 10 und 80 bar durchgeführt. Hierbei wurde im

Temperaturbereich von 20 °C bis 270 °C frei in Luft bzw. für 20 °C und 120 °C in Wasser eingeströmt. Die ermittelten Leckraten sind für Ausströmung in Luftumgebung in Abbildung 12 und für die Einströmung in Wasser in Abbildung 13 dargestellt.

Die Ausströmversuche in Luft wurden weitgehend im gesamten Parameterfeld verteilt und gemäß ihrer Ausprägung – reiner Freistrahler oder Freistrahler mit Nassdampfkegel – durch Auswertung der Highspeedaufnahmen in Abbildung 14 kategorisiert. Eine Erläuterung zu dieser Kategorisierung findet sich in Abbildung 15.

6.2.2 Optische Untersuchung der Ausströmung in Luft

Die Zusammenfassung der Ergebnisse der optischen Untersuchung mittels Highspeedkamera liefert Abbildung 16. Die schwarzen Kreuze in Abbildung 16 kennzeichnen die Übergangspunkte zwischen einphasigem oder metastabilem einphasigem Ausströmvorgang hin zur Überlagerung eines Nassdampfkegels mit zentralem einphasigem Freistrahler und den Übergang zum reinen Nassdampfkegel. Unterhalb der strichpunktierten Linie (Gleichung 6.1) findet damit kein Phasenumschwung im Leckkanal statt. Die Abschätzung der Leckrate mittels einphasigem Modell sollte damit die besten Ergebnisse liefern. Oberhalb der strichpunktierten Linie (Gleichung 6.2) erfolgt das Verdampfen teilweise im Leckkanal. Oberhalb der gestrichelten Linie ist beim Austritt aus dem Leckkanal ein reiner Nassdampfkegel zu beobachten. Der Phasenumschwung erfolgt hier vollständig im Leckkanal. Die beiden Linien sind aus den Versuchsdaten abgeleitet und durch die Gleichungen (6-1) und (6-2) gegeben. Der einphasige und metastabile einphasige Bereich ist dabei mit Gleichung (6-2) nach oben hin begrenzt.

$$\vartheta_o\left(\frac{l}{d_h}\right) = -53160\text{ °C} + 53299\text{ °C} \left(\frac{l}{d_h}\right)^{-0.00046} \quad (6-1)$$

$$\vartheta_u\left(\frac{l}{d_h}\right) = \max\left(100\text{ °C}, 497\text{ °C} - 303\text{ °C} \left(\frac{l}{d_h}\right)^{-0.079}\right) \quad (6-2)$$

6.2.3 Strömungswiderstand und Widerstandsbeiwert nach KTA 3206

In der Gleichung zur Berechnung der Massenstromdichte $G = \dot{m}/A$ in KTA 3206 [13] wird der Strömungswiderstand ζ berücksichtigt. Dieser setzt sich in KTA 3206 aus Einlaufverlust, Auslaufverlust und Reibungsverlust zusammen. Aus den vorliegenden experimentellen Daten kann der Strömungswiderstand ζ direkt berechnet werden. Die Ermittlung des Strömungswiderstandes ζ erfolgte mit einer numerischen Optimierungsroutine, die in der Bibliothek der Programmiersprache python enthalten ist. Damit ergeben sich mit Gleichung (6-3) und den bei Raumtemperatur aufgezeichneten Messdaten die in Abbildung 17 dargestellten Werte für den

Durchflussbeiwert c_v . Die Definition des Durchflussbeiwerts c_v ist mit Gleichung (6-4) in Abhängigkeit vom Strömungswiderstand ζ angegeben. Darüber hinaus wurden die Widerstandsbeiwerte λ gemäß KTA 3206 [7] bestimmt.

$$\dot{m} = A \cdot \sqrt{2 \frac{\rho(\vartheta) \Delta p}{1 + \zeta}} = A \cdot c_v \cdot \sqrt{2\rho(\vartheta) \Delta p} = A \cdot G \quad (6-3)$$

$$c_v = \sqrt{\frac{1}{1 + \zeta}} \quad (6-4)$$

6.2.3.1 Bohrung

Abbildung 17 zeigt die Leckraten für die durchgeführten Untersuchungen an Versuchskörpern mit Bohrung. Für jeden Versuchskörper wird ein spezifischer Wert des Durchflussbeiwerts c_v berechnet. Die gestrichelten Linien in Abbildung 18 deuten die Linien konstanter Wanddicken an. Mit Ausnahme von VS045 und VS055 befinden sich alle ermittelten Widerstandsbeiwerte λ unterhalb der abdeckenden Kurve des Widerstandsbeiwertes λ gemäß KTA 3206.

6.2.3.2 Ermüdungsriß

Abbildung 19 zeigt die Leckrate für die durchgeführten Untersuchungen am Versuchskörper mit Ermüdungsriß. Die dargestellte Kurve ergibt sich aus einer Erweiterung von Gleichung (6-3) um einen linearen druckabhängigen Anteil bei der Berechnung der Rissöffnungsfläche, siehe Gleichung (6-5). Der konstante Faktor sowie der Wert für den Strömungswiderstand ζ von etwa 16,5 wurden mit einer Optimierungsbibliothek in Python ermittelt.

$$\dot{m} = \left(\text{COA} + 0.006 \frac{\text{mm}^2}{\text{bar} \Delta p} \right) \sqrt{2 \frac{\rho(\vartheta) \Delta p}{1 + \zeta}} \quad (6-5)$$

Der ermittelte Widerstandsbeiwert λ befindet sich unterhalb der abdeckenden Kurve des Widerstandsbeiwertes gemäß KTA 3206, siehe Abbildung 20.

6.2.3.3 Definierter Spalt

Abbildung 21 zeigt die Leckrate für die durchgeführten Untersuchungen an Versuchskörpern mit definiertem Spalt. Abbildung 22 zeigt die Einordnung der ermittelten Werte des Widerstandsbeiwerts in das Diagramm mit abdeckender Kurve für den Widerstandsbeiwert gemäß KTA3206.

Die gestrichelten Linien in Abbildung 22 deuten die Linien konstanter Wanddicken an. Mit Ausnahme von 010T001 und 020T001 befinden sich alle ermittelten Widerstandsbeiwerte λ unterhalb der abdeckenden Kurve des Widerstandsbeiwertes λ gemäß KTA 3206.

6.2.4 Untersuchung der Ausströmung in Wasser

Die Ausströmversuche in Wasser wurden unter Verwendung der Blende VS055 durchgeführt. Bei Raumtemperatur zeigen sich für die Ausströmung in Luft und Wasser keine gravierenden Unterschiede, siehe Abbildung 23. Für die Ausströmung bei 120 °C ergibt sich bei Ausströmung in Wasser eine Tendenz hin zu kleineren gemessenen Leckraten im Vergleich zu den Leckraten bei Ausströmung in Luft. Grund hierfür könnte einerseits Verlust von Wasserdampf aus dem offenen Wasserbehälter aufgrund unvollständig kondensierten Dampfs sein. Andererseits erwärmt sich das Wasser im Wasserbehälter während der Versuchsreihe relativ rasch, so dass ein zusätzlicher Verlust von Wasser durch Verdampfen über die gesamte Wasseroberfläche des offenen Behälters stattfindet. Die Verlustmasse durch Dampfblasen bzw. Verdampfen über die Wasseroberfläche kann messtechnisch nicht erfasst werden.

6.2.5 Finite Elemente Simulation des Leckmoduls mit Versuchskörper R4

Zur detaillierteren Untersuchung des Einflusses der Rissöffnung an Versuchskörper R4 im Leckmodul während der experimentellen Untersuchungen wurde ein FE-Modell mit etwa 2,5 Millionen Elementen aufgebaut. Der Versuchskörper R4 mit Ermüdungsrisss wird hierbei mit seinen gemessenen COD-Werten sowie der vollen Risslänge $2c$ auf der Ein- und Austrittsseite berücksichtigt. Der wanddurchdringende Riss wird auf der Ein- und Austrittsseite als rautenförmige Querschnittsfläche modelliert. Die angesetzten Belastungen bestanden aus der Vorspannung der zwölf Schraubenbolzen, aus dem Innendruck von 80 bar und maximale Innentemperatur von 280 °C im Hauptstrang bzw. Umgebungstemperatur am Kugelhahn aufgebracht. Die Auswertung der Knotenverschiebungen am Versuchskörper R4 lieferte die lastabhängige Rissöffnungsfläche. Die unter Berücksichtigung der Belastung berechnete Rissöffnungsfläche ist etwas größer als die lastfrei ermittelte Rissöffnungsfläche und liefert erwartungsgemäß eine höhere Leckrate, siehe

. Im Experiment mit dem Versuchskörper R4 wurde eine noch höhere Leckrate ermittelt.

6.3 Zusammenfassung und Bewertung der Ergebnisse

Im Rahmen des Arbeitspakets wurden Untersuchungen am FSI-Kreislauf der MPA Universität Stuttgart durchgeführt. Für die Leckratenmessungen wurden drei verschiedene Arten von Leckageblenden gefertigt. An diesen Basisgeometrien, repräsentiert durch Bohrungen, Spalte und Ermüdungsrisse, wurden umfangreiche Leckratenmessungen durchgeführt, siehe Tabelle 1. Die optischen Untersuchungen mittels Highspeedkamera liefern einen maßgeblichen Beitrag bei der Beurteilung des metastabilen einphasigen Ausströmvorgangs und damit einen Beitrag zur Modellentwicklung zur Leckratenabschätzung. Ein Einfluss des Umgebungsmediums auf den Ausströmvorgang und damit auf die zu erwartende Leckrate konnte im Rahmen

dieser Untersuchungen nicht gefunden werden, sodass Leckratenexperimente bei freier Ausströmung in Luft repräsentative Ergebnisse für die Validierung von Leckratenmodellen auch bei Ausströmung in Wasserumgebung liefern.

AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T

6.4 Durchgeführte Arbeiten

Von der „American Society of Mechanical Engineers“ (ASME) werden jährlich vier „Code Week Meetings“ durchgeführt, bei denen die für den ASME Boiler and Pressure Vessel Code (BPVC) zuständigen Committees und Technical Committees ihre Sitzungen abhalten. Die wesentlichen Organisationseinheiten unterhalb der Committees sind Working Groups (WG), Special Working Groups (SWG), Subgroups (SG) und Subcommittees (SC). Für Sonderfragen gibt es Taskgroups (TG). In mehrfach parallel stattfindenden Sitzungen werden Beratungen und Überarbeitungen für alle 12 sections des ASME BPVC durchgeführt.

Im Rahmen des Vorhabens wurden folgende fünf Veranstaltungen der ASME BCW besucht:

- 02/2019 Costa Mesa
- 08/2019 Minneapolis
- 10/2019 Atlanta
- 02/2020 Las Vegas
- 08/2020 Virtuell

Dabei wurden Sitzungen der folgenden Gruppen besucht

- WG Allowable Stress Criteria (SG ETD, BPV III)
- WG Environmental Fatigue Evaluation Methods (SG DM, BPV III)
- WG Fatigue Strength (SG DM, BPV III)
- WG Flaw Evaluation (BPV XI)
- WG Flaw Evaluation Reference Curves
- WG High-Temperature Flaw Evaluation (SG ETD, BPV III)
- WG on MANDE (BPV XI)
- WG on Procedure Qualification and Volumetric Examination
- WG Risk Informed Activities (BPV XI):
- ASME / JSME Joint WG for RIM Processes and System Based Code (BPV XI)

- TG Appendix VIII
- TG High Strength Nickel Alloys Issues (BPV XI)
- TG Inspectability
- KIWG TG on Advanced Surface Stress Improvement Technology
- Task Team Defining Essential Characteristics of UT Systems (BPV XI)
- SWG Inelastic Analysis Methods (SG ETD, BPV III):
- SG High Temperature Reactors
- SG Materials, Fabrication & Examination (BPV III)
- SG Non-destructive Examination (SG NDE, BPV XI)
- SG on Reliability and Integrity Management Program (BPV XI)
- SG Reliability and Integrity Monitoring (RIM)
- Subcommittee on Design (BPV III)
- BPV Committee on Construction of Nuclear Facility Components (BPV III)
- BPV Committee on Nuclear Inservice Inspection (BPV XI)
- Technical Oversight Management Committee

Eine detaillierte Darstellung der Inhalte findet sich in [2].

6.5 Bewertung in Bezug auf das KTA Regelwerk

Die Teilnahme an den ASME Code Week Meetings ergab einen Überblick über den aktuellen Stand und die aktuellen Entwicklungen und Überarbeitungen der einzelnen Sections des ASME-BPVC. Der Fokus der Beobachtung lag auf Section III (Rules for Construction of Nuclear Facility Components) [8] und auf Section XI (Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components) [9], in denen kerntechnische Komponenten behandelt werden.

Neu diskutierte Themengebiete mit Relevanz für das KTA Regelwerk sind:

- Risikobasierte Verfahren zur Zuverlässigkeitsbewertung
- Additiv gefertigte Komponenten als Regelwerksinhalt (in der Entwicklung)
- Neue Erkenntnisse ergeben sich auch aus den vorgestellten Aktivitäten, die zum Teil in Koordination mit anderen Programmen ablaufen (z.B. das Materials Reliability Program von EPRI) in Bezug auf:
 - Überarbeitung von Ermüdungskurven (alle Werkstoffgruppen)

- Überarbeitung von Transfer-Faktoren (Medieneinfluss)
- Überarbeitung von Bewertungsverfahren zum
 - Mittelspannungseinfluss
 - R-Verhältnis

Weiter diskutiert wurden die Themengebiete (mit Relevanz für das KTA Regelwerk):

- Berücksichtigung des Mediumseinflusses bzw. Dehnrateneinflusses bei der Durchführung von Ermüdungsanalysen. Dies ist für die KTA-Regeln 3201 und 3211 relevant.
- Einfluss des R-Verhältnisses auf die Rissfortschrittsrate sowie Berücksichtigung des R-Verhältnisses bei der Ermittlung des kritischen Spannungsintensitätsfaktors für ferritische Stähle
- Aktualisierungen am Code Case N809 hinsichtlich Temperatureinfluss bei austenitischen Stählen hinsichtlich Risswachstum und Schwellwert
- Code Case N895 zum Ermüdungsrisswachstum unter SWR-Bedingungen
- Umsetzung eines Leck-vor-Bruch-Konzepts im japanischen Regelwerk

Diskutierte Themen außerhalb des derzeit für das KTA-Regelwerk relevanten Bereichs sind:

- RIM (Reliability and Integrity Monitoring) bezieht sich hauptsächlich auf neue Reaktortypen der Generation IV.
- Temperaturbereiche > 400 °C
- CFK-ummantelte Rohre
- Einfluss des Kugelstrahlens auf die oberflächennahen Beanspruchungen

In den Arbeitsgruppen zur Thematik Ermüdung sind zahlreiche Erweiterungen in der Diskussion. Die vorgeschlagenen Erweiterungen sollten hinsichtlich der Relevanz auf das KTA-Regelwerk weiter beobachtet werden.

Von Interesse für das KTA Regelwerk ist der neu vorgestellte japanische Ansatz zum Leck-vor-Bruch-Verhalten. Ein Vergleich mit der KTA-Regel 3206 ist aus Sicht der MPA Universität Stuttgart zu empfehlen.

AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen

6.6 Durchgeführte Arbeiten

6.6.1 Aufarbeitung des aktuellen Kenntnisstandes

In Deutschland sind Stand September 2020 noch sechs Kernkraftwerke in Betrieb (siehe Tabelle 3), die bis spätestens Ende 2022 in den Nachbetrieb überführt werden [14].

Die Aufgabe der Kühlsysteme in Kernkraftwerken ist es, die Kühlung der Brennelemente in allen Betriebszuständen des Kernkraftwerks zu gewährleisten. Das Nachwärmeabfuhrsystem (NWA) gehört zu den sicherheitstechnisch relevanten Systemen. Die Aufgabe des NWA ist die Wärmeabfuhr im bestimmungsgemäßen Betrieb, bei Störfällen sowie bei Einwirkungen von außen (EVA) und Notstandsfällen. Bei einer Schnellabschaltung des Reaktors fallen die Steuerstäbe automatisch in den Reaktorkern ein. Die produzierte Wärme fällt innerhalb von 10 Sekunden auf das Niveau der Nachzerfallswärme. Die Nachwärmeabfuhr beginnt durch Abgabe der Nachzerfallswärme über den Zwischenkühlkreis an das Nebenkühlwassersystem.

Das NWA beinhaltet alle Systeme, die die Wärme nach Reaktorabschaltung in die Wärmesenke abführen, wenn die betriebliche Hauptwärmesenke nicht genutzt werden kann. Nicht beinhaltet sind Systeme, die die Nachwärme aus dem Brennelementelagerbecken abführen. Die Komponenten der NWA sind überwiegend den äußeren Systemen zugeordnet. Einige Komponenten gehören außerdem zur druckführenden Umschließung. Die Zwischenkühlkreise und Nebenkühlwassersysteme sind anlagenspezifisch in jedem Kernkraftwerk unterschiedlich gestaltet. Die Auslegung der Zwischenkühlkreise und Nebenkühlwassersysteme erfolgte jedoch nicht entsprechend der Basissicherheit und der KTA 3211. Die Unterschiede in den jeweiligen Auslegungen und Rohrleitungsspezifikationen für diese Rohrleitungssysteme wurden durch die MPA in einer früheren Untersuchung bereits betrachtet [16].

Die Rohrleitungssysteme des Zwischen- und Nebenkühlkreises bestehen hauptsächlich aus ferritischen Rohrleitungen. Im Nebenwasserkühlkreis kommen außerdem teilweise erdverlegte Rohrleitungen aus duktilem Gusseisen (GGG) und Spannbetonrohre zum Einsatz. Zum Schutz gegen Korrosion werden Stahlrohrleitungen innen mit unterschiedlichen Beschichtungen versehen. Diese Beschichtungen erschweren üblicherweise an Stahl eingesetzte zerstörungsfreie Prüfungen. Von außen sind die Rohrleitungen ebenfalls über Schutzanstriche gegen Korrosion geschützt. Bei erdverlegten Rohrleitungen kommt häufig Bitumen oder Mörtel als Korrosionsschutz zum Einsatz.

Die Auswertung der Daten der Schadensfälle an den Rohrleitungssystemen der Nebenkühlwassersysteme in [24] hat ergeben, dass die häufigste Schadensursache Korrosion ist. Die Korrosion tritt bei allen Rohrdurchmessern gleichermaßen auf und betrifft demnach auch sicherheitstechnisch relevante Rohrleitungen. Häufig ist die Korrosion eine Folge vorangegangener Beschädigung der Korrosionsschutzschicht durch mechanische Einwirkungen oder durch Fehler in der Herstellung. Die Korrosion führte in der Regel zu einer lokalen Wanddi-

ckenminderung und in einigen Fällen zu Leckagen. Die Schädigungen wurden bei regelmäßigen Anlagenbegehungen und bei WKP (Druckprüfungen, Wanddickenmessungen) rechtzeitig detektiert.

6.6.2 Prüfvorschriften und Prüfmöglichkeiten

Die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke [26] haben zum Ziel, Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung zu schützen. Die Komponenten der NWA sind grundsätzlich in den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke in [26] Abschnitt 3.4 erfasst. Die dort definierten Anforderungen für drucktragende Komponenten beinhalten auch die Verwendung optimierter Prüftechnologien. Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen bilden einen Teil dieser Prüfungen. In der Interpretation zu den Sicherheitsanforderungen [25] werden die durchzuführenden Prüfungen genauer beschrieben. Die ZfP soll an repräsentativen Stellen durchgeführt werden. Zusätzlich werden Prüfungen an zufällig ausgewählten Stellen, an Stellen hoher Beanspruchung und an aus früheren Prüfungen bekannten auffälligen Bereichen, durchgeführt. Werden Fehlstellen gefunden und belassen, wird deren Entwicklung in regelmäßigen Abständen verfolgt. Die jeweiligen Prüfintervalle werden aufgrund von Erfahrungswerten für die jeweilige Anlage festgelegt. Die verwendete Prüftechnik muss in der Lage sein, Fehlstellen zu finden und deren Orientierung im Bezug zur Komponente darzustellen. Mechanisierten Prüfverfahren sind aufgrund der Reproduzierbarkeit und der Reduzierung der Strahlungsexposition von Personen zu bevorzugen. Bei erstmaligem Befund sind weitere Untersuchungen zur Bestimmung von Lage und Größe der Fehlstelle durchzuführen und es ist zu klären, ob die Integrität durch die Fehlstelle beeinträchtigt ist. Fehlstellen, die die Auslegung beeinträchtigen, dürfen ebenso wie betriebsbedingte Fehlstellen nicht belassen werden. Fehlstellen, die dennoch belassen werden, müssen bewertet und regelmäßig überprüft werden. In der KTA-Regel 3301 [27] sind die Anforderungen an das Nachwärmeabfuhrsystem für Druckwasser- und Siedewasserreaktoren beschrieben. Danach sind die Komponenten der Nachwärmeabfuhr so zu konstruieren, dass sie entsprechend der KTA 3211.4 [23] geprüft werden können. Dort ist für Komponenten der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme eine anlagenspezifische Festlegung vorgesehen. Eine ausführliche Darstellung der zerstörungsfreien Prüfungen nach KTA3211.4 enthält unser Bericht [3].

Prüfmöglichkeiten zur Detektion von Korrosion in Rohrleitungen aus Stahl sind Sichtprüfung, Ultraschall-Wanddickenmessung und Durchstrahlungsprüfung. Bei der Prüfung erdverlegter Rohrleitungen unterscheidet man zwischen direkten Verfahren und indirekten Verfahren. Für die Prüfungen von Spannbetonrohren gibt es keine standardisierten Verfahren.

6.6.3 Analyse und Bewertung ausgewählter, repräsentativer Rohrleitungssysteme

Hierzu wurden die beiden in Deutschland gebräuchlichen Anlagentypen Konvoi am Beispiel GKN2 und Vorkonvoi am Beispiele KKP2 für Druckwasserreaktoren betrachtet. In allen deutschen Kernkraftwerken sind die Systeme der Nachwärmeabfuhr 4-fach redundant. In den Vorkonvoi und Konvoi-Anlagen wurde die Redundanz bereits bei Planung und Bau berücksichtigt. Für andere Kernkraftwerke wurde die Redundanz nachträglich geschaffen, z.B. im Kernkraftwerk Gundremmingen über das ZUNA-System.

Das KKP2 ist Ende 2019 aus dem Leistungsbetrieb ausgeschieden und befindet sich aktuell im Nachbetrieb und im Rückbau. Für das KKP2 existierte ein Prüf- und Instandhaltungskonzept, das die Rohrleitungssysteme der Nachwärmeabfuhr einschloss. Im Betrieb fanden regelmäßig jährlich Prüfungen an den Rohrleitungssystemen im freigeschalteten Bereich statt. Regelmäßigen Anlagenbegehungen fanden täglich statt. Beschichtungsschäden, Korrosion und Leckagen konnten so frühzeitig erkannt werden. Begehungen in den Sperrbereichen fanden im Rahmen der Revisionen alle 4 Jahre, entsprechend der KTA 3211.4, statt. Anhand der Ergebnisse der Prüfungen wurden gegebenenfalls weiterführende oder zusätzliche Untersuchungen eingeleitet. Hierbei wurden Ultraschallwanddickenmessungen und Röntgen-Projektionsaufnahmen als Mittel genannt. Vorkommnisse wurden außerdem im Betriebsführungssystem vermerkt, behoben und mit den zuständigen Behörden ausgewertet. An Kleinleitungen (\leq DN50) wurde außerdem ein Stutzenprüfprogramm an Entleerungen und Entlüftungen der Hauptleitungen durchgeführt. Die inneren Beschichtungen auf den Stuzennähten wurden gezielt inspiziert.

Die Rohrleitungssysteme in GKN2 bestehen im erdverlegten Bereich aus Spannbetonrohren. Alle anderen Rohrleitungen sind Stahlrohre mit Innenbeschichtung. Für das Kraftwerk GKN wurde lt. Betreiber ein Überwachungs-, Prüf- und Instandhaltungskonzept entwickelt. In diesem sind wiederkehrende Prüfungen zur Sicherstellung der Funktion der Anlage, wiederkehrenden vorbeugende Maßnahmen zur Sicherstellung der Anlagenverfügbarkeit und zusätzliche Maßnahmen zur Überwachung und Instandhaltung erfasst. Die Intervalle der wiederkehrenden Prüfungen umfassen je nach Maßnahme Monate bis mehrere Jahre. Alle 4 Jahre werden die Rohrleitungssysteme und Rohrkanäle visuell inspiziert und Rohrleitungsabschnitte kontrolliert. Ultraschallmessungen zur Überprüfung des Wanddickenabtrags finden an ausgewählten repräsentativen Bereichen statt. An den Zwischenkühlern und den anschließenden Rohrleitungen bis zur Grenzarmatur werden innere Prüfungen alle 4 Jahre und Druckprüfungen alle 8 Jahre durchgeführt. Im Rahmen der regelmäßigen (i.d.R. täglichen) Begehungen der Anlagen, werden Korrosionsstellen und Leckagen frühzeitig detektiert. Die Rohrleitungen werden jährlich einer visuellen Inspektion auf Korrosion unterzogen. Der Rohrkanal wird alle 4

Jahre inspiziert und stichprobenhaft werden Wanddickenmessungen mit Ultraschall durchgeführt. Die erdverlegten Rohrleitungen aus Spannbeton werden visuell von innen geprüft. Die Prüfintervalle werden anlagenspezifisch festgelegt.

6.6.4 Vergleichende Bewertung

Die KTA 3211.4 für ferritische und austenitische Rohrleitungen der äußeren Systeme, die bei einem Druck von weniger als 2 MPa betrieben werden, sieht eine visuelle Überprüfung alle acht Jahre vor. Dies trifft für die Rohrleitungssysteme des Zwischenkühl- und Nebenkühlwassersystems zu, die maximal bis zu einem Druck von 1,4 MPa ausgelegt sind und bei deutlich geringeren Drücken betrieben werden. Zusätzlich soll der Wanddickenabtrag durch Korrosion in ferritischen Rohrleitungen entweder über eine Ultraschallwanddickenmessung oder mithilfe von Durchstrahlungsaufnahmen ermittelt werden. Ein repräsentativer Anteil der Prüfungen soll nach vier Jahren durchgeführt sein. Aus den Vergleichen in [3] zu sehen, dass die Prüfungen in den Kraftwerken teilweise über die Forderungen der KTA 3211.4 hinausgehen. Für einzelne Bereiche sind in der KTA 3211.4 anlagenspezifische Lösungen vorgesehen, die in den jeweiligen Prüf- und Instandhaltungsplänen der Anlagen auch anlagenspezifisch umgesetzt sind.

Im Nachgang zu den Reaktorunfällen im japanischen Kraftwerk Fukushima Dai-ichi wurden die europäischen Kernkraftwerke einem Stresstest unterzogen und die Sicherheit in den Kernkraftwerken überprüft. Insbesondere wurde die Auslegung gegen Erdbebenereignisse untersucht. Es wurde überprüft, ob die deutschen Kernkraftwerke gegenüber den jeweiligen Bemessungserdbeben (KTA 2201.1 [36]) noch Reserven in der Auslegung aufweisen. Die Bemessungserdbeben wurden für jeden Standort separat ermittelt. Die Kernkraftwerke wurden gemäß des jeweiligen Erdbebenrisikos für den Standort ausgelegt. Die historisch ermittelten Standortintensitäten liegen unterhalb den Bemessungsintensitäten. Die Überschreitungshäufigkeiten für die Bemessungserdbeben liegen deutlich unter den in der KTA geforderten $10^{-5}/a$. Die Komponenten der Nachwärmeabfuhr sind bei allen Kernkraftwerken, die sich noch im Leistungsbetrieb befinden, für das jeweilige Bemessungserdbeben ausgelegt.

Wie in der RSK-Stellungnahme vom 11.12.2019 [15] und dem MPA-Bericht [16] erläutert, werden in den verschiedenen Kraftwerken der unterschiedlichen Baureihen nicht die gleichen Rohrleitungsspezifikationen verwendet. In [15] werden die Unterschiede bezüglich den Auslegungen und Reserven im Hinblick auf Erdbebenlasten detailliert erläutert. Es ist nun also zu diskutieren, ob zwischen den wiederkehrenden Prüfungen Schädigungen am Rohrleitungssystem entstehen könnten, die bei der Einwirkung von Erdbebenlasten zum Versagen der Komponenten führen. Die Prüfintervalle sind anlagenspezifisch so festgelegt, dass zwischen zwei Prüfzeitpunkten keine Schädigungen auftreten, die die Integrität der Komponente und

somit den sicheren Betrieb beeinträchtigen. Die betrachteten Rohrleitungssysteme sind entsprechend ihrer Auslegung gegen Erdbebenlasten gerüstet. Die WKP gewährleistet in ausreichendem Maße, dass die Rohrleitungen sich während des Betriebs in einwandfreiem Zustand befinden. Demnach ist eine Erhöhung von Prüfumfang und Prüffrequenz im Hinblick auf mögliche Erdbebenszenarien nicht notwendig.

6.7 Zusammenfassung und Bewertung

Im Arbeitspaket AP3 des Vorhabens wurden die Prüfmöglichkeiten für die Rohrleitungssysteme der nuklearen Nachwärmeabfuhr mit dem Fokus auf den wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen betrachtet. Die Rohrleitungssysteme der Zwischenkühlsysteme und Nebenswassersysteme sind entsprechend KTA-Regelwerk anlagenspezifisch geregelt. Die zu beantwortende Frage war, ob die Prüfungen, die in den deutschen Kernkraftwerken durchgeführt werden, ausreichend sind und dem Stand von W&T entsprechen. Nach aktuellem Kenntnisstand sind die häufigsten Mechanismen Korrosionsschäden. Es wurden Prüfverfahren zur Detektion von Korrosion beschrieben und speziell auf die Problematik der erdverlegten Rohrleitungen eingegangen. Mithilfe der Sichtprüfung kann Korrosion sehr gut und früh erkannt werden. Ist die Rohrleitung nicht von der Innenseite zugänglich, kann Wanddickenabtrag zuverlässig über Ultraschallwanddickenmessungen detektiert werden. Die Verwendung von Durchstrahlungsprüfungen ist ebenfalls möglich.

Die Rohrleitungssysteme der NWA gemäß KTA 3211.4 sind mit anlagenspezifischen Festlegungen zu überwachen. Die Oberflächen entsprechender Rohrleitungen der äußeren Systeme sollen alle 8 Jahre einer Sichtprüfung unterzogen werden. Weiterführende ZfP-Untersuchungen sind nur notwendig, wenn bei der Sichtprüfung verdächtige Bereiche identifiziert wurden. Wanddickenprüfungen auf Materialabtrag sind anlagenbezogen festzulegen und an ausgewählten Bereichen durchzuführen.

Im nächsten Schritt wurden Daten zu den Prüfungen an den Rohrleitungssystemen der NWA aus den Kraftwerken GKN2 und KKP2 betrachtet. Für diese beiden Kernkraftwerke konnte gezeigt werden, dass die anlagenbezogen durchgeführten Prüfungen an den betrachteten Rohrleitungssystemen im Wesentlichen den Vorgaben der KTA 3211.4 genügen. Im Rahmen der alle vier Jahre stattfindenden Revisionen, werden die Rohrleitungen von innen und außen einer Sichtprüfung unterzogen. Teilweise kommen hier kameragestützte Verfahren zum Einsatz. Verdächtige Bereiche werden mit weiterführender Prüftechnik genauer untersucht. Darüber hinaus finden jährlich Anlagenbegehungen statt, im deren Rahmen alle sichtbaren Bereiche inspiziert werden. Hierbei können Korrosion und Leckagen frühzeitig festgestellt werden. Im Rahmen der Revisionen finden zudem weiterführende Prüfungen in Bereichen statt, die sich in der Vergangenheit als kritisch gezeigt haben. Auch hier genügen die Prüfungen dem

KTA-Regelwerk, das beispielsweise für Kleinleitungen < DN50 und Wanddickenprüfungen ohnehin anlagenbezogene Prüfvorgaben verlangt. Für erdverlegte Rohrleitungen wurden Prüfverfahren aus anderen Industriefeldern, wie der Pipelineprüfung und der Kanalprüfung erläutert. Der internationale Vergleich mit dem ASME-Code und Prüfvorschriften in der Schweiz zeigt, dass hier ähnliche Prüfintervalle und Prüfvorgaben für die Rohrleitungssysteme der NWA gelten. Die im KTA-Regelwerk geforderten sowie die in den Kernkraftwerken anlagen-spezifisch festgelegten zerstörungsfreien Prüfungen sind für die zu erwartenden Schädigungen sinnvoll gewählt und werden in angemessener Weise ausgeführt.

Im letzten Abschnitt sollte ermittelt werden, ob die Prüfintervalle und Prüfvorgaben im Hinblick auf Erdbebenlasten angepasst werden sollten. Die Erdbebenbemessung der deutschen Kernkraftwerke wurde im Rahmen der EU-Stresstests 2014 bewertet. Alle Anlagen besitzen zum Bemessungserdbeben noch Reserven von mehr als einer Intensitätsstufe. Das Erdbebenrisiko in Deutschland ist insgesamt als gering einzustufen. Eine Anpassung des Prüfumfanga oder der Prüfintervalle hat im Hinblick auf die Erdbebensicherheit keine Auswirkungen. Großflächige Wanddickenminderungen, die im Falle eines Erdbebens zum Versagen der Rohrleitungen führen könnten, werden durch die wiederkehrenden Prüfungen frühzeitig entdeckt und sind somit ausgeschlossen.

Zusammenfassend kann gesagt werden, dass die zerstörungsfreien Prüfungen an den Rohrleitungssystemen der Zwischenkühl- und Nebenkühlwassersysteme auf dem aktuellen Stand von W&T stattfinden. Die Auswahl der Prüfverfahren ist vernünftig und zielführend. Die Prüfintervalle sind mit internationalen Vorschriften vergleichbar und in der Regel etwas konservativer.

7 Nutzen und Verwertbarkeit der Ergebnisse

AP 1: Absicherung der Leckratenbestimmung

Im Arbeitspaket AP1 wurden experimentelle Daten in Form von Leckraten in dünnwandigen Bauteilen für verschieden Leckgeometrien (Bohrung, Spalt, Ermüdungsriß) erstmals ermittelt. Vorhandene Berechnungsprogramme zur Leckratenermittlung, die für dickwandige Bauteile entwickelt wurden, können auf dünnwandige Bauteile erweitert und mit den experimentellen Daten validiert werden.

AP 2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T

Durch die Teilnahme an den ASME Code Week Meetings wird die aktuelle Weiterentwicklung des weltweit führenden Regelwerks direkt beobachtet und es können gegebenenfalls erforderliche Maßnahmen für das KTA-Regelwerk vorgeschlagen werden. Im vorliegenden Fall ergab

sich aus den besuchten Veranstaltungen ein Hinweis auf die Umsetzung von Leck-vor-Bruch-Nachweisen im japanischen Regelwerk.

AP 3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen

In den Untersuchungen werden die Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen für die Nachwärmeabfuhr dargestellt und hinsichtlich des vorhandenen Regelwerks bewertet. Die Überprüfung der meist anlagenspezifischen Vorgehensweise zur Überprüfung ergab keine Hinweise auf eine erforderliche Anpassung des KTA-Regelwerks, insbesondere auch hinsichtlich einer Erdbebenbeanspruchung.

8 Während der Durchführung des FE-Vorhabens dem AN bekannt gewordener Fortschritt auf dem Gebiet des Vorhabens bei anderen Stellen

keine

9 Erfolgte oder geplante Veröffentlichungen des FE-Ergebnisses nach § 20

Aus dem AP1 sind Veröffentlichungen auf den Konferenzen ASME PVP 2021 und SMiRT 2021 vorgesehen. Aus den Arbeitspaketen AP2 und AP3 sind keine Veröffentlichungen vorgesehen.

Dem Ausschuss RSK-DKW wurden die wesentlichen Ergebnisse aus allen drei Arbeitspaketen auf der 180. Sitzung am 16.09.2020 berichtet. Ein Teil der Ergebnisse fließt in den Benchmark Leak Rate der CSNI Working Group IAGE ein.

10 Literatur

- [1] MPA Universität Stuttgart, Abschlussbericht: Zentrale Untersuchungen und Auswertung zu aktuellen Fragestellungen im Hinblick auf druckführende Anlagenteile von Kernkraftwerken im Leistungsbetrieb, AP1: Ad hoc Aufgaben Absicherung der Leckratenbestimmung bei Leckagen in Dampferzeuger-Heizrohren. FKZ 4717R01370, September 2020
- [2] MPA Universität Stuttgart, Abschlussbericht: Zentrale Untersuchungen und Auswertung zu aktuellen Fragestellungen im Hinblick auf druckführende Anlagenteile von Kernkraftwerken im Leistungsbetrieb, AP2: Beobachtung des aktuellen Standes von W&T zu werkstoff- und auslegungsbestimmenden Themen. FKZ 4717R01370, September 2020
- [3] MPA Universität Stuttgart, Abschlussbericht: Zentrale Untersuchungen und Auswertung zu aktuellen Fragestellungen im Hinblick auf druckführende Anlagenteile von Kernkraftwerken im Leistungsbetrieb, AP3: Prüfmöglichkeiten von Rohrleitungen für die Nachwärmeabfuhr. FKZ 4717R01370, September 2020
- [4] Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg; Zusammenfassender Bericht des Umweltministeriums zum Meldepflichtigen Ereignis GKN II ME

- 04/2018 „Lineare Anzeigen bei Wirbelstromprüfung von Dampferzeugerheizrohren“
(Stand: November 2018)
- [5] BMBF-Forschungsvorhaben „Experimentelle Untersuchung und theoretische Beschreibung des Beanspruchungsverhalten von Mischschweißnähten und des Ausströmungsverhaltens aus rissartigen Lecks bei turbulenter Durchströmung metallischer Rohrleitungen FKZ 02NUK040A, MPA Universität Stuttgart, 2019
- [6] BMBF-Forschungsvorhaben „Thermische Wechselbeanspruchung; Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen Strömung und Struktur in Leichtwasserreaktoren: Teilprojekt strukturmechanische Modellierung für gekoppelte Strömungs-Struktur-Simulationen“, FKZ 02NUK009A, MPA Universität Stuttgart, 2013
- [7] Kerntechnischer Ausschuss (KTA), November 2015. "Nachweise zum Bruchausschluss für druckführende Komponenten in Kernkraftwerken", KTA 3206, Sicherheitstechnische Regel des KTA.
- [8] ASME, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III - Rules for Construction of Nuclear Facility Components, New York: The American Society of Mechanical Engineers, 2017
- [9] ASME, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI - Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, New York: The American Society of Mechanical Engineers, 2017
- [10] Sicherheitstechnische Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA). Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren KTA 3201.1-4:2017-11, 2017
- [11] Sicherheitstechnische Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA). Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises KTA 3211.1-4:2017-11, 2017
- [12] Sicherheitstechnische Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA). KTA 1403 Alterungsmanagement in Kernkraftwerken 11/2010
- [13] Sicherheitstechnische Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA). KTA 3206 Nachweise zum Bruchausschluss für druckführende Komponenten in Kernkraftwerken, Regelentwurfsvorlage 08/2013
- [14] BMU: Kernkraftwerke in Deutschland. URL <https://www.bmu.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/nukleare-sicherheit/aufsicht-ueber-kernkraftwerke/kernkraftwerke-in-deutschland/> – Überprüfungsdatum 2020-10-16.

- [15] RSK: Stellungnahme - Zwischen- und Nebenkühlwassersystem. 11.12.2019 (RSK Stellungnahme)
- [16] HERTER, K.-H., SCHULER, X.: Vergleich wesentlicher Kriterien zwischen der Auslegung von Systemen nach Klassifizierung K2/A3 und nach Klassifizierung K3 : GRS-Auftrag – Vertrag 3612R01320 – 820407 – UA 3290. 2015
- [17] BMU: Kernkraftwerke in Deutschland. URL <https://www.bmu.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/nukleare-sicherheit/aufsicht-ueber-kernkraftwerke/kernkraftwerke-in-deutschland/> – Überprüfungsdatum 2020-10-16
- [18] BMU: Sicherheit in der Kerntechnik Ein Informationsportal von Bund und Ländern. URL <https://www.nuklearesicherheit.de/kerntechnische-anlagen/> – Überprüfungsdatum 2020-10-16
- [19] RSK: Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten : 2. Anhang zu den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. In: BAnz 167 (1979)
- [20] Sicherheitstechnische Regel des KTA 3211.1:2017-11. Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises
- [21] Sicherheitstechnische Regel des KTA 3211.2:2013-11. Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises
- [22] Sicherheitstechnische Regel des KTA 3211.3:2017-11. Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises
- [23] Sicherheitstechnische Regel des KTA 3211.4:2017-11. Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises
- [24] ELMAS, M., RECK, H.; CRON, D. von der: Betriebserfahrung mit Komponenten der sicherheitstechnisch wichtigen Nebenkühlwassersysteme in deutschen Anlagen mit DWR und SWR: Bericht zum FE-Vorhaben 3609R01320. 2012
- [25] BMU (Hrsg.): Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012. 03.03.2015
- [26] BMU (Hrsg.): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke. 03.03.2015
- [27] Sicherheitstechnische Regel des KTA 3301. 2015-11. Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren
- [28] DIN EN 13018. 2016-06. Zerstörungsfreie Prüfung - Sichtprüfung - Allgemeine Grundlagen
- [29] EN ISO 16809. 2019. Zerstörungsfreie Prüfung – Dickenmessung mit Ultraschall

- [30] EN ISO 20769-1. 2018. Zerstörungsfreie Prüfung –Durchstrahlungsprüfung auf Korrosion und Ablagerungen in Rohren mit Röntgen- und Gammastrahlen –Teil 1: Tangentiale Durchstrahlungsprüfung
- [31] HESSELBARTH, K.: Gashochdruckleitungen: Sicherheit und Qualität ; ausgewählte aktualisierte Beiträge aus den Iro-Workshops 1990 - 1999 : Vulkan-Verlag, 2001 (Schriftenreihe aus dem Institut für Rohrleitungsbau an der Fachhochschule Oldenburg)
- [32] WILLEMS, H. ; NIESE, F. ; JASKOLLA, B. ; SICKINGER, T. S. ; BARBIAN, O. A.: Ein neues Prüfsystem für die Korrosionsprüfung von Gaspipelines mit kombinierter Ultraschall-, Wirbelstrom- und Streuflussmessung. In: DGZfP (Hrsg.): Jahrestagung, 2010
- [33] NEA/CSNI: Operating Experience Insights into Below Ground Piping : A Topical Report by the NEA Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme. 24.5.2018 (JT03432381)
- [34] IAEA (Hrsg.): Buried and underground piping and tank ageing management for nuclear power plants. Vienna, 2018 (IAEA Nuclear Energy Series NP-T-3.20)
- [35] REDMANN, A. ; BOSSELER, B.: Kanal- und Baugrunderkundung im nicht begehbaren Bereich : Voruntersuchungen. Gelsenkirchen, 2007
- [36] Sicherheitstechnische Regel des KTA 2201.1. 2011-11. Auslegung von Kraftwerken gegen seismische Einwirkungen

Tabellen und Bilder

Tabelle 1: Auflistung aller untersuchten Versuchskörper mit geometrischen Kenngrößen

Versuchs- körper	Länge Leckkanal /mm	Rauigkeit $R_z/\mu\text{m}$	\varnothing Austritt $d_{h,ex}/\text{mm}$	\varnothing Eintritt $d_{h,in}/\text{mm}$	Rel. Länge Austritt l/d_h	Rel. Länge Eintritt l/d_h
VS030	1,24	7,4	0,304	0,302	4,08	4,11
VS040	1,24	7,4	0,396	0,41	3,13	3,02
VS045	0,65	7,4	0,476	0,446	1,37	1,46
VS055	1,2	7,4	0,592	0,626	2,03	1,92
VS060	8	7,4	0,646	0,634	12,38	12,62
R4	1,3	40	0,1557	0,1	8,35	13,00
010T001M	1,89	7,4	0,525	0,525	3,60	3,60
010T001	1,25	6	0,25	0,54	5,02	2,31
020T001	1,25	6	0,47	0,72	2,67	1,74

Tabelle 2: Geometrische Eckdaten von VS055

Wanddicke	t/mm	1,2
Rauigkeit	$R_z/\mu\text{m}$	7,4
Austrittsdurchmesser	$d_{h,ex}/\text{mm}$	0,592
Eintrittsdurchmesser	$d_{h,in}/\text{mm}$	0,626
Relative Länge	l/d_h	1,92 ... 2,03

Tabelle 3: Übersicht über laufende Kernkraftwerke in Deutschland

Name	Reaktortyp	Betreiber	Bauweise	Laufzeit bis
Brokdorf (KBR)	DWR	PreussenElektra (E.ON)	Vorkonvoi	Ende 2021
Grohnde (KWG)	DWR	PreussenElektra (E.ON)	Vorkonvoi	Ende 2021
Gundremmingen C (KRB)	SWR	RWE	SWR 72	Ende 2021
Emsland (KKE)	DWR	RWE	Konvoi	Ende 2022
Neckarwestheim 2 (GKN)	DWR	EnBW	Konvoi	Ende 2022
Isar 2 (KKI)	DWR	PreussenElektra (E.ON)	Konvoi	Ende 2022

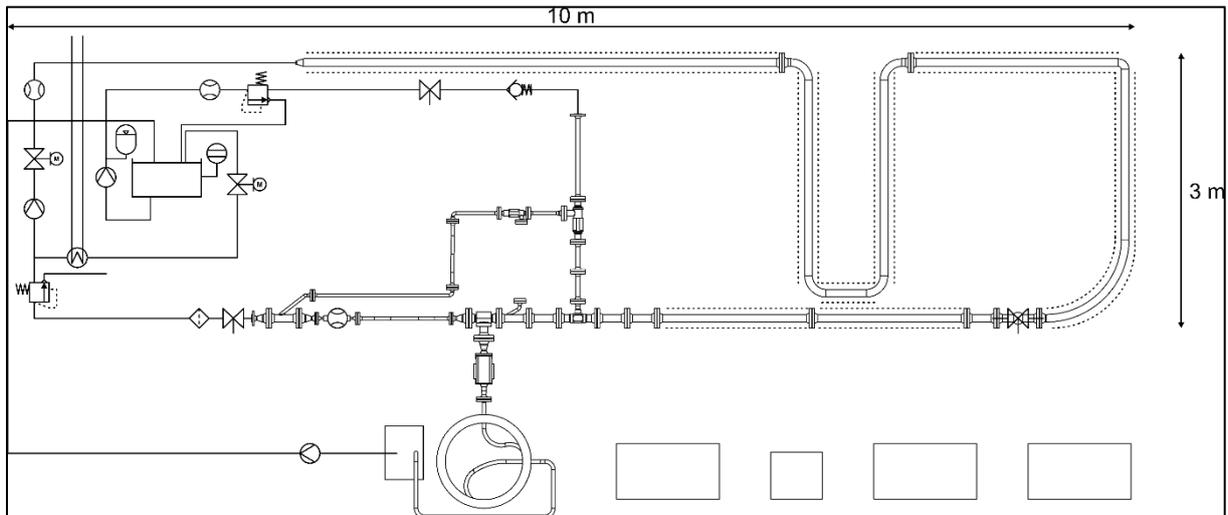


Abbildung 1: Schaltbild des FSI-Kreislaufs

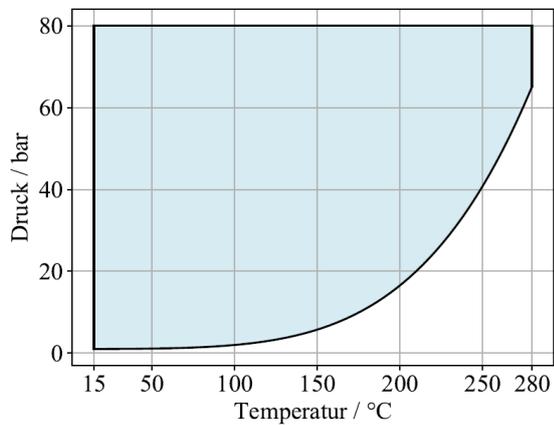


Abbildung 2: Verfügbare Parameterraum (Druck und Temperatur) für Leckratenuntersuchungen am FSI-Kreislauf

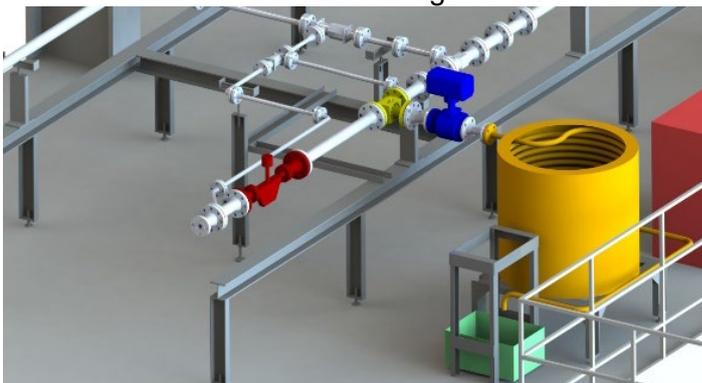


Abbildung 3: Konfiguration des FSI-Kreislaufs zur Leckratenerfassung mit Leckmodul (gelb), Kugelhahn (blau) und Kondensator (orange) sowie Kondensatauffangbehälter (grün) und Coriolis-Durchflussmesser (dunkelrot)

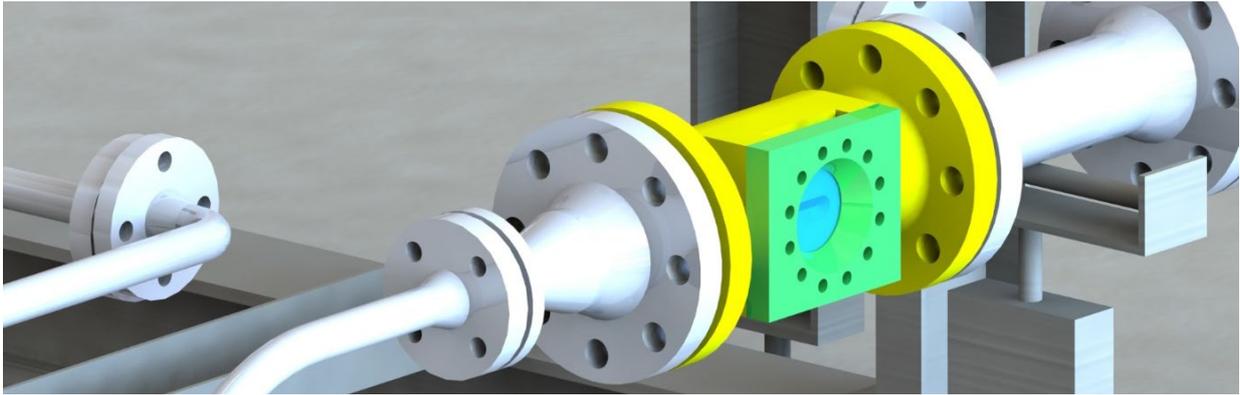


Abbildung 4: Konstruktiv angepasstes Leckmodul (gelb) mit offenem Flanschring (grün) und Probekörper (blau) zur optischen Untersuchung der Leckausströmung

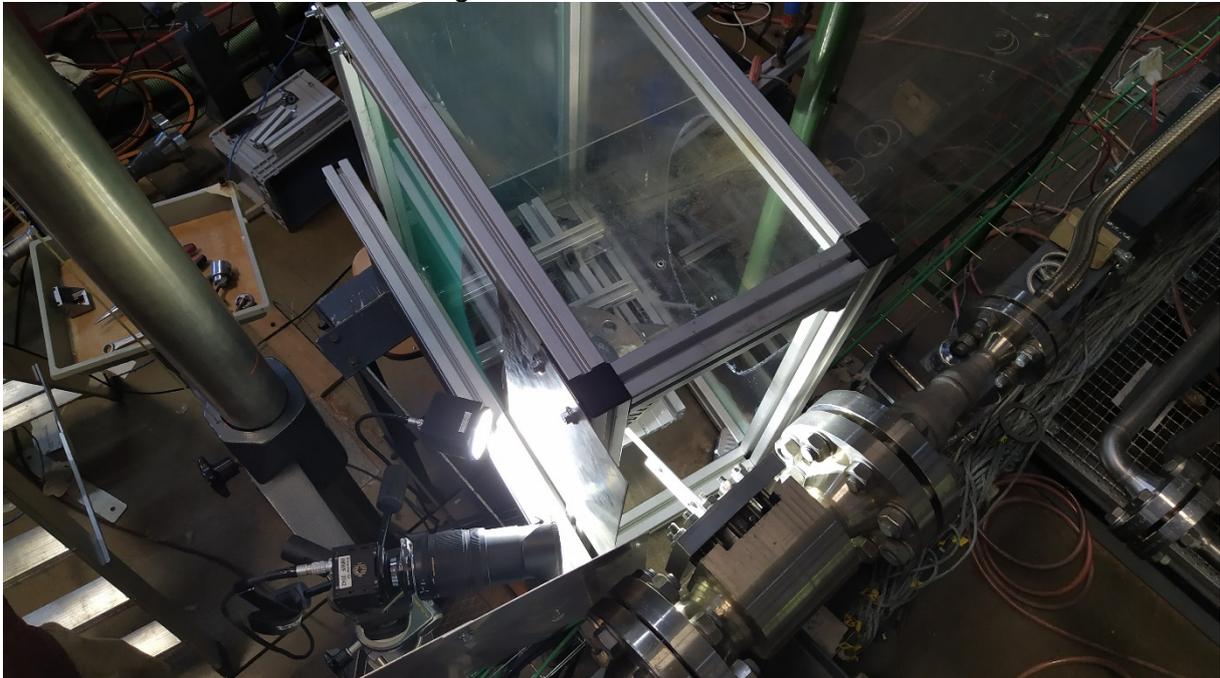


Abbildung 5: Experimenteller Aufbau zur optischen Untersuchung der Leckausströmung

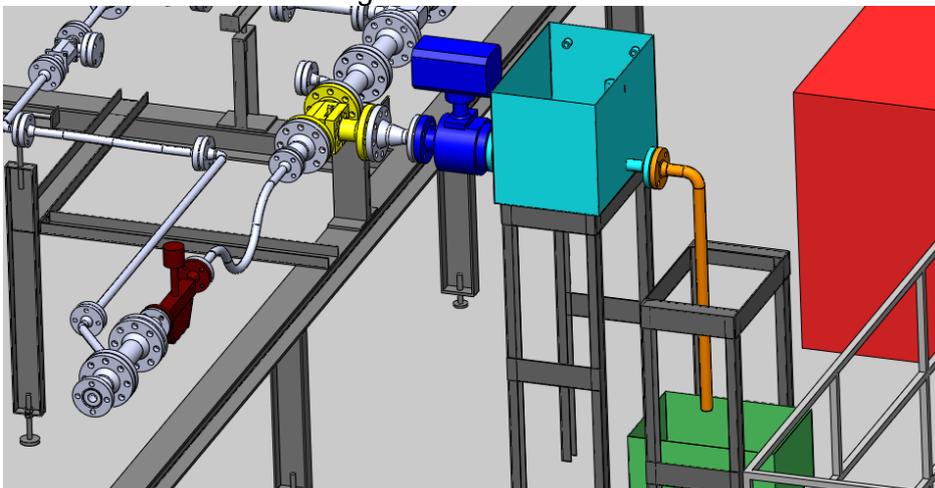


Abbildung 6: Aufbau mit Leckmodul (gelb) und Wasserbecken (türkis) zur Untersuchung der Leckausströmung in Wasserumgebung.

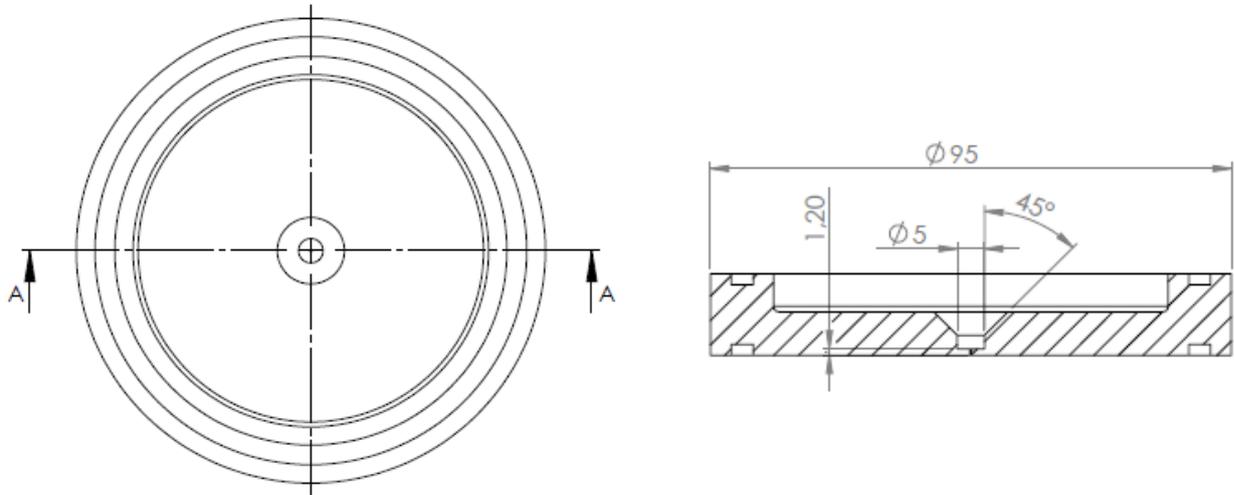


Abbildung 7: Technische Zeichnung der Versuchskörper mit Bohrung

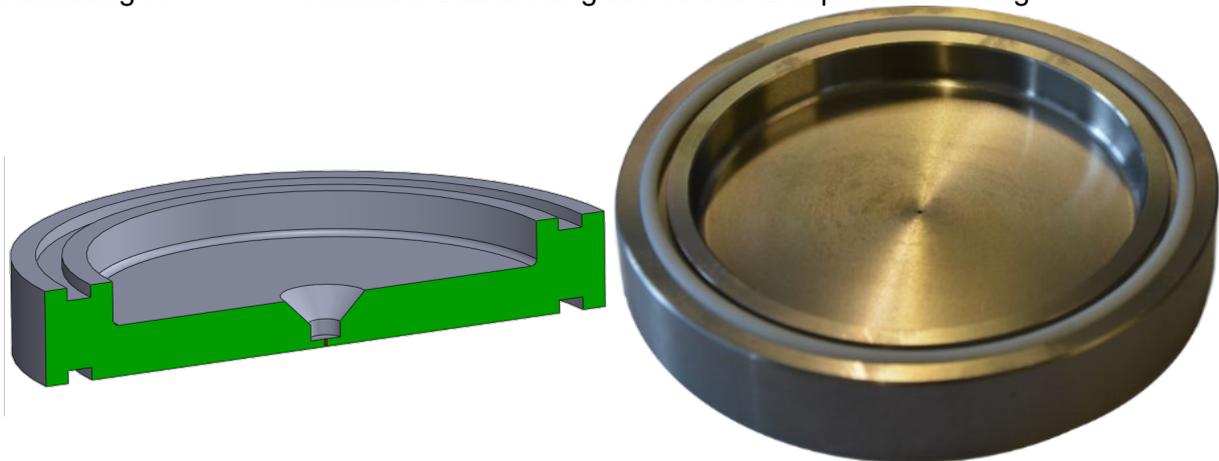


Abbildung 8: Schnittdarstellung eines Versuchskörpers mit Bohrung

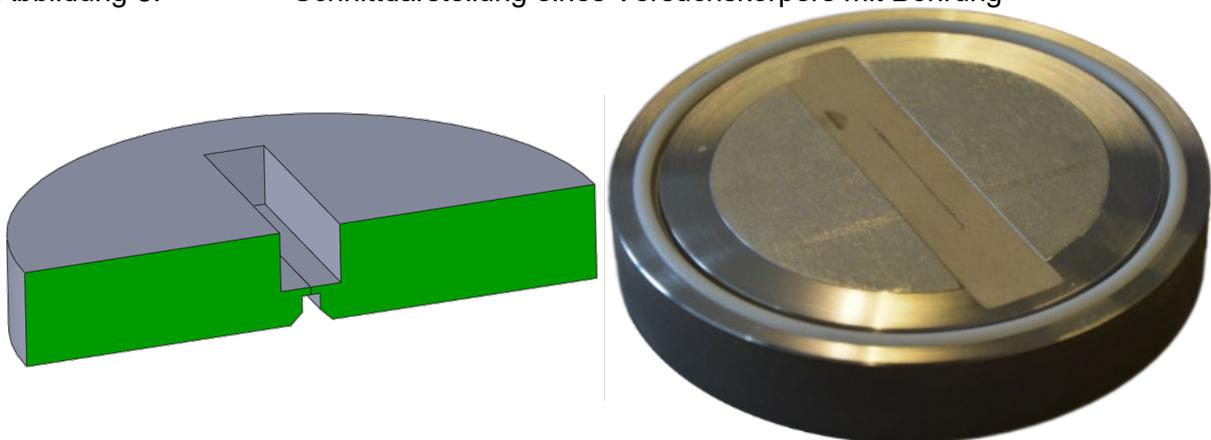


Abbildung 9: Schnittdarstellung eines Versuchskörpers mit Ermüdungsriss

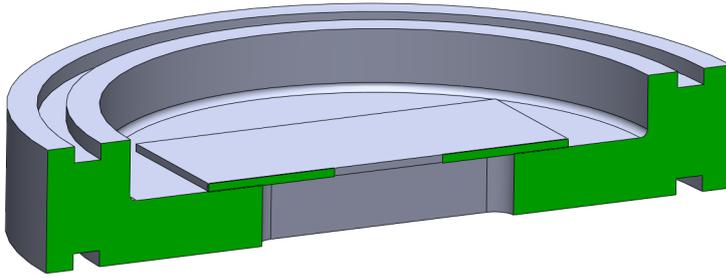


Abbildung 10: Versuchskörper mit definiertem Spalt

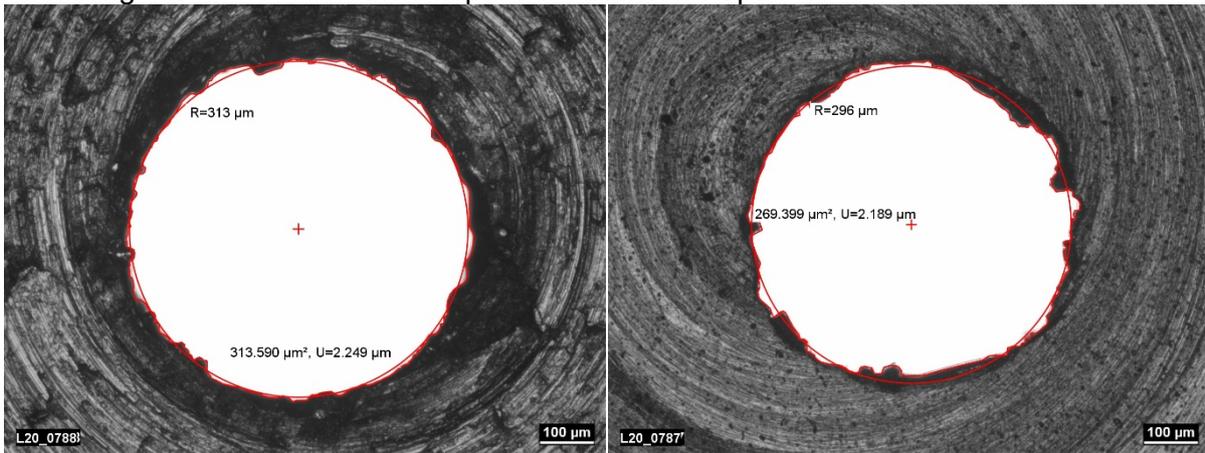


Abbildung 11: Lichtmikroskopische Aufnahme der Eintritts- (links) und Austrittsöffnung (rechts) von Versuchskörper VS055 mit Bohrung

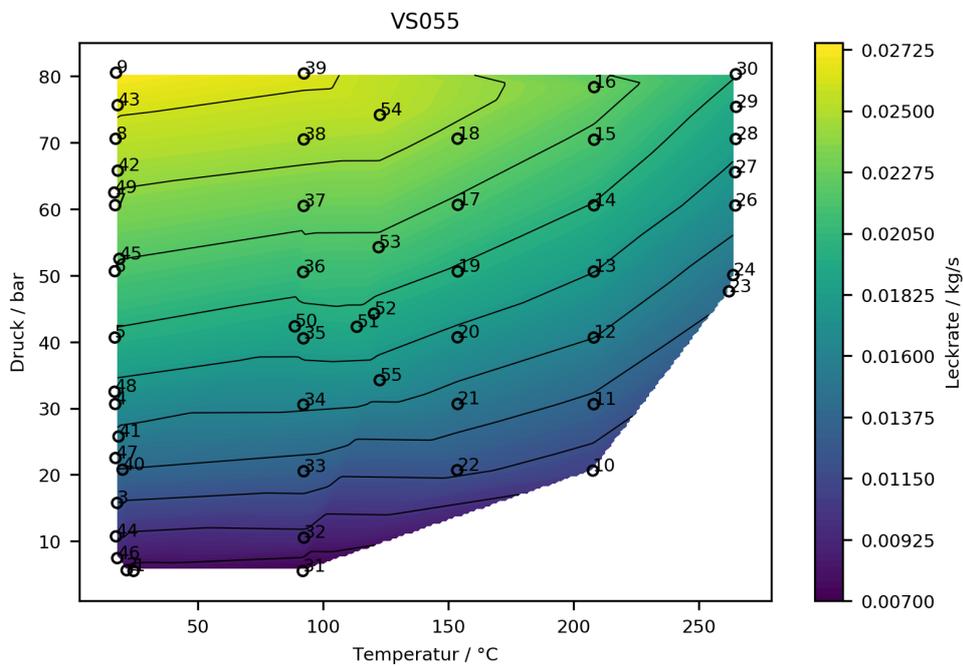


Abbildung 12: Darstellung der Leckrate an VS055 in Abhängigkeit von Druck und Temperatur bei Ausströmung in Luft

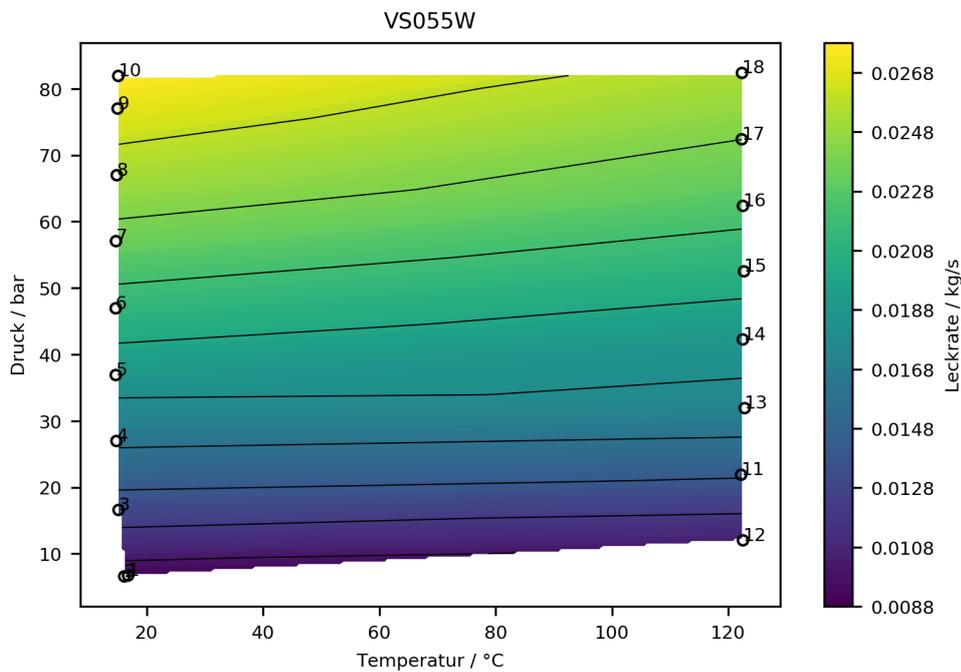


Abbildung 13: Darstellung der Leckrate an VS055 in Abhängigkeit von Druck und Temperatur bei Ausströmung in Wasser

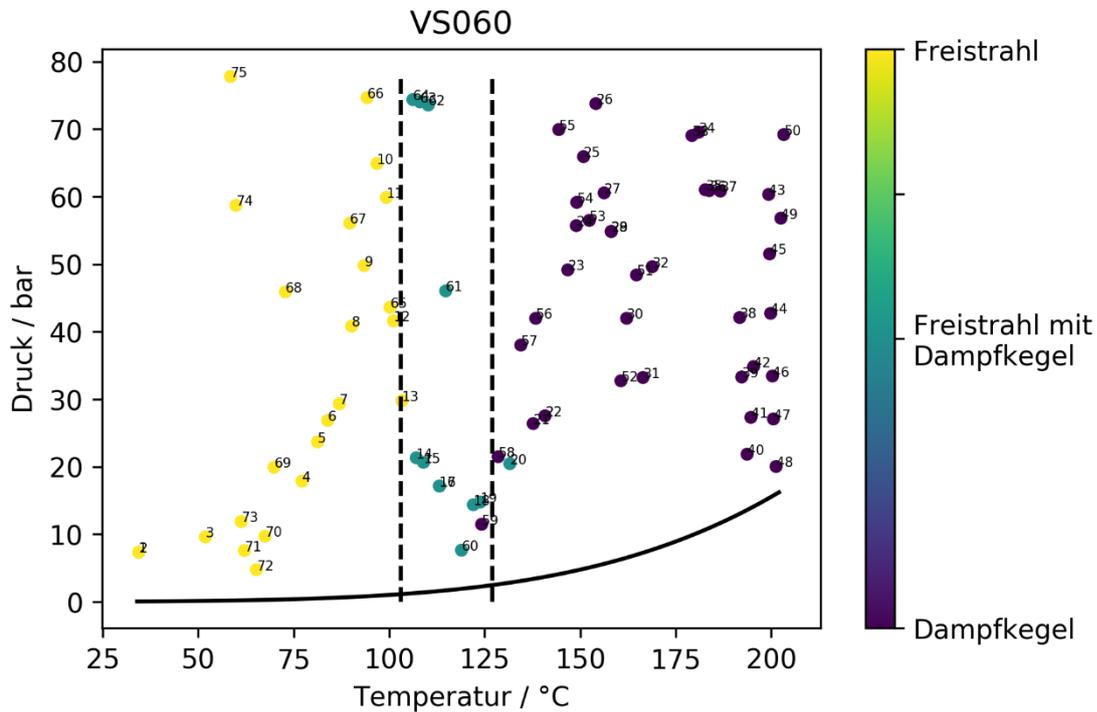


Abbildung 14: Kategorisierung des Ausströmvorgangs abhängig von der Ausbildung eines Freistrahls oder einer Nassdampfkegels bei der optischen Untersuchung mit High-Speed-Kamera, Erläuterung siehe Abbildung 15

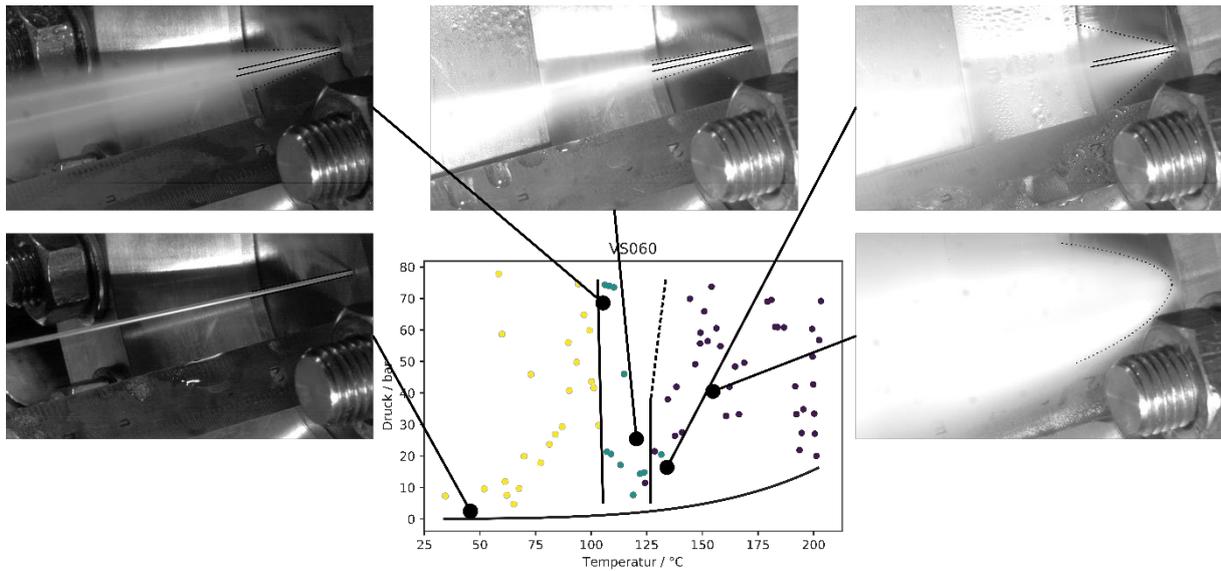


Abbildung 15: Erläuterung zur Kategorisierung des Ausströmvorgangs, siehe
Abbildung 14

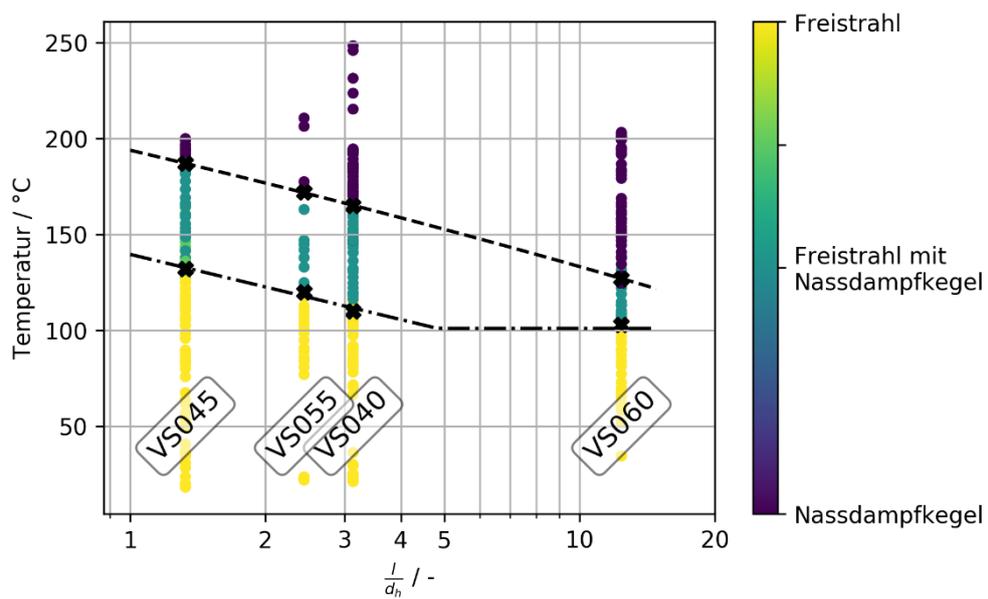


Abbildung 16: Kategorisierung der Ausprägung des Ausströmvorganges in Abhängigkeit der relativen Leckkanallänge

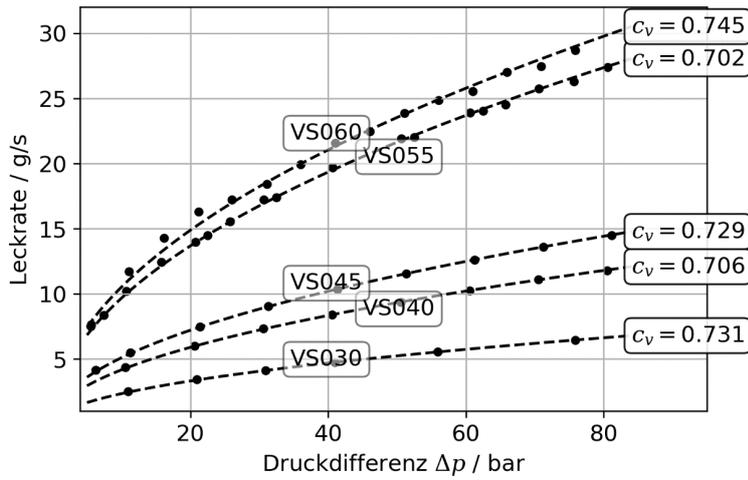


Abbildung 17: Leckraten als Funktion der Druckdifferenz für verschiedene Durchflussbeiwerte der untersuchten Blenden mit Bohrung bei Raumtemperatur.

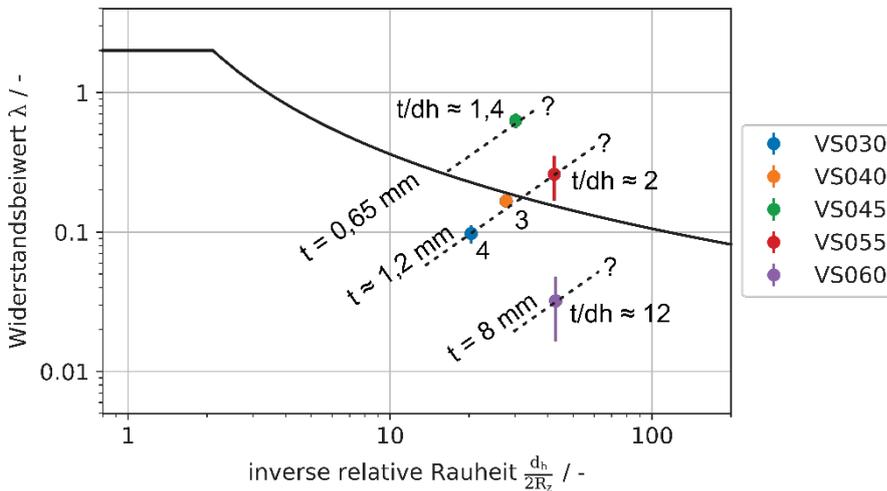


Abbildung 18: Widerstandsbeiwerte λ für die untersuchten Blenden mit Bohrung bei Raumtemperatur mit abdeckender Kurve des Widerstandsbeiwertes nach KTA 3206

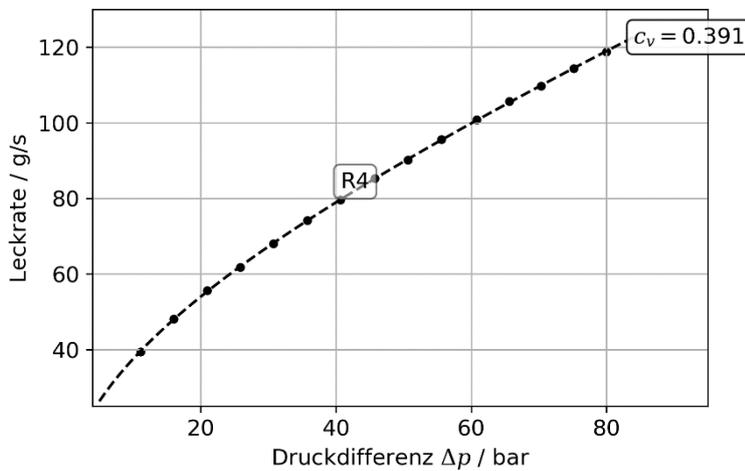


Abbildung 19: Leckraten als Funktion der Druckdifferenz für die untersuchte Blende R4 mit definiertem Spalt bei Raumtemperatur.

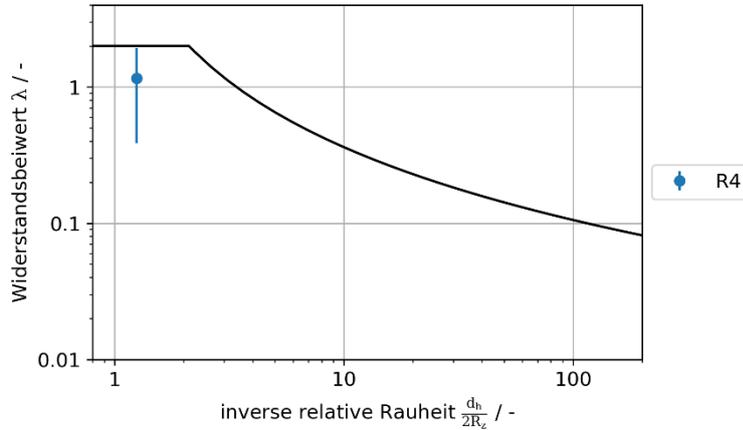


Abbildung 20: Widerstandsbeiwerte λ für die untersuchte Blende mit Ermüdungsriss bei Raumtemperatur mit abdeckender Kurve des Widerstandsbeiwertes nach KTA 3206

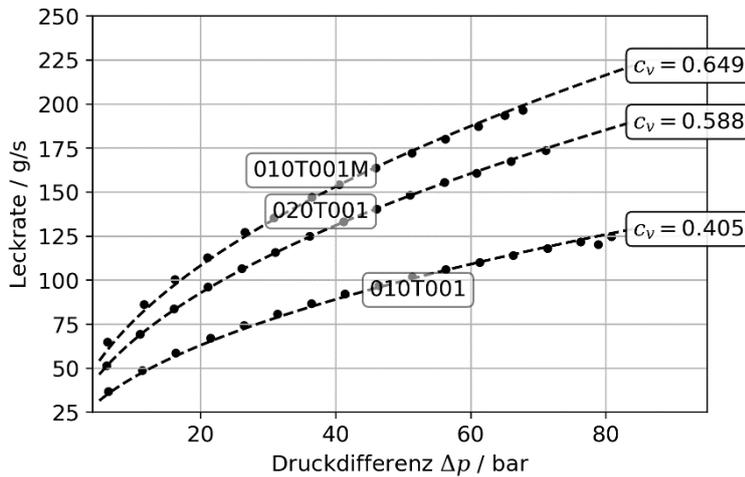


Abbildung 21: Leckraten als Funktion der Druckdifferenz für verschiedene Durchflussbeiwerte der untersuchten Blenden mit definiertem Spalt bei Raumtemperatur.

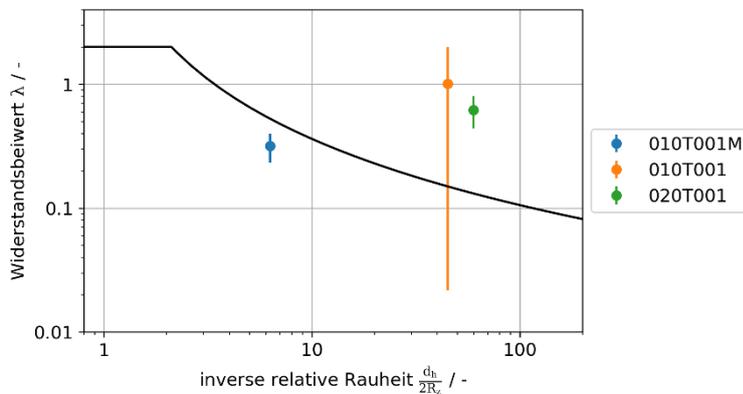


Abbildung 22: Widerstandsbeiwerte λ für die untersuchte Blende mit definierten Spalten bei Raumtemperatur mit abdeckender Kurve des Widerstandsbeiwertes nach KTA 3206

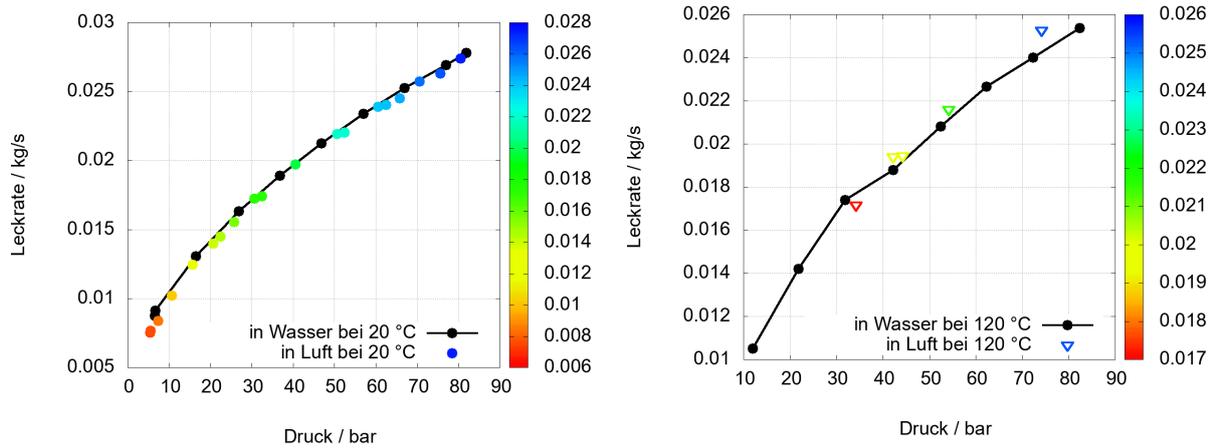


Abbildung 23: Vergleich der Leckraten bei Ausströmen in Luft und in Wasser bei 20 °C und 120 °C

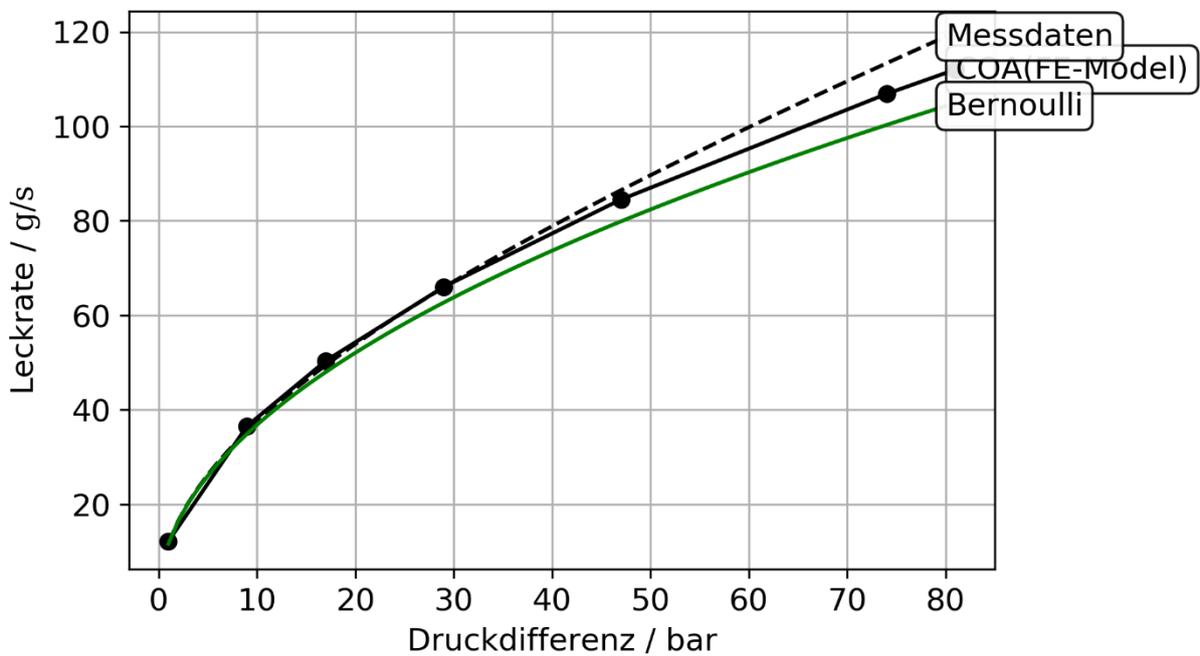


Abbildung 24: Gegenüberstellung von gemessenen Leckraten und berechneten Leckraten

