

**Untersuchungen zur
Wirksamkeit von
Maßnahmen zur
Sicherstellung der
Integrität druckfüh-
render Komponenten
in deutschen Kernkraft-
werken**

Abschlussbericht

Untersuchungen zur Wirk- samkeit von Maßnahmen zur Sicherstellung der Integrität druckführender Komponenten in deutschen Kernkraftwerken

Abschlussbericht

M. Elmas
U. Jendrich
F. Michel
H. Reck
T. Schimpfke
M. Walter
R. Wenke

März 2013

Auftrags-Nr.: 820425

Anmerkung:

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben 3611R01338 wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

Kurzfassung

Übergeordnete Zielsetzung des Vorhabens war es, die Wirksamkeit von Maßnahmen zum Erhalt der gefertigten Qualität druckführender Komponenten in deutschen Kernkraftwerken zu untersuchen. Im Einzelnen wurden die Anwendung des Bruchausschluss-Konzepts, vorhandene Überwachungskonzepte und die Bedeutung der Druckprüfung im Rahmen des Prüfkonzepts untersucht und die Wissensbasis Komplnt fortgeschrieben.

Der Bruchausschluss von Rohrleitungen wurde in allen deutschen Anlagen schon bei der Planung oder nach Inbetriebnahme in unterschiedlichem Ausmaß angewandt. Die Grundzüge der erforderlichen Nachweise fanden erstmals in den Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke von 2012 ihren Niederschlag im deutschen Regelwerk. Die in ihrem Detaillierungsgrad abgestuften Anforderungen an die Nachweise in den Interpretationen dieser Sicherheitsanforderungen und in der KTA-Regel 3206 befinden sich noch im Entwurf. Dabei werden erstmals auch die Behälter und Gehäuse von Armaturen und Pumpen mit in das Konzept integriert.

Durch den Einsatz von fortgeschrittenen Überwachungseinrichtungen konnten in deutschen Anlagen frühzeitig komponentenschonende Fahrweisen etabliert, technische Umrüstungen durchgeführt und Schäden erkannt werden. In Anlagenbereichen, in denen sich lokal von der Spezifikation abweichende wasserchemische Parameter einstellen können, ist die Wirksamkeit der wasserchemischen Überwachung eingeschränkt. Hier müssen andere betriebliche Maßnahmen Abhilfe schaffen.

Die Ergebnisse der mit Hilfe des von der GRS entwickelten Rechenprogramms PROST durchgeführten Simulationsrechnungen zur Bedeutung der Druckprüfung führen – in Übereinstimmung mit den Ergebnissen der Betriebserfahrungsauswertung – zu dem Schluss, dass innerhalb der Druckführenden Umschließung durchgeführte Druckprüfungen einen Beitrag zur Integritätsabsicherung leisten.

Die Nutzerfreundlichkeit der Wissensbasis Komplnt wurde durch Umstellung auf eine neue Hardware, ein Software-Update und die Verbesserung der Nutzerführung erhöht. Ihre notwendige Aktualisierung erfolgte auf Grundlage einer systematischen Bestandsaufnahme. Durch Aufnahme neuer Daten, Dokumente und Verweise wurden die Inhalte der einzelnen Wissensbausteine erweitert.

Abstract

The overall objective of the project was to investigate the effectiveness of measures to maintain the as-built quality of the pressure-retaining components in German nuclear power plants. In particular, investigations were performed on the application of the break preclusion concept, existing monitoring systems and the significance of the pressure test as part of the inspection concept. Moreover, the Komplnt knowledge base has been updated.

Break preclusion for pipes was applied in all German plants already during planning or after commissioning to a varying extent. The basic features of the required assessments were considered in the German nuclear regulations for the first time by inclusion in the safety requirements for nuclear power plants of 2012. The requirements for assessments, differing in their degree of detail, in the interpretations of these safety requirements and in the safety standard KTA 3206 are still in the draft stage. For the first time, the vessels as well as housings of valves and pumps are also included in the concept.

Through the use of advanced monitoring systems it was possible in German plants at an early stage to establish modes of operation that minimise the load on components, to carry out appropriate technical backfitting measures, and to identify damages. In plant areas where local water chemistry parameters may result that deviate from the specification, the effectiveness of water chemistry monitoring is limited. In this case, other operational measures must be taken.

The results of the simulations performed with the help of the GRS-developed PROST computer code to determine the significance of pressure tests lead - in accordance with the results of operating experience evaluation – to the conclusion that pressure tests carried out within the pressure-retaining boundary contribute to safeguarding the integrity.

The user-friendliness of the Komplnt knowledge base has been increased by changing over to a new hardware, a software update and improvement of the user guidance. Its necessary update was performed based on a systematic inventory. By adding new data, documents and references, the contents of the individual modules have been extended.

Inhaltsverzeichnis

Kurzfassung / Abstract

1	Einleitung	1
2	Bestandsaufnahme zur Anwendung des Bruchausschluss-Konzepts in deutschen Kernkraftwerken	3
2.1	Aufgabenstellung und Vorgehensweise	3
2.2	Zur historischen Entwicklung des Bruchausschlusses	5
2.2.1	Einführung des Bruchausschlusses	5
2.2.2	Entwicklung der RSK-Leitlinien und Beschlüsse.....	7
2.2.3	Von der Basissicherheit zum Bruchausschluss- und Integritäts-Konzept	9
2.3	Zielsetzung und Konsequenz des Bruchausschlusses	12
2.4	Vorgehensweise beim Nachweis	15
2.4.1	Nachweise der Qualität der Komponenten	15
2.4.2	Bruchmechanische Nachweise für Rohrleitungen.....	17
2.4.3	Vereinfachte Nachweise für Sicherheits- und Hilfssysteme	21
2.4.4	Nachweise für Druckbehälter und Gehäuse	21
2.5	Eingeschränkte Bruchannahmen für Rohrleitungen.....	23
2.5.1	Anwendungsbereich in deutschen Anlagen	23
2.5.2	Vergleich mit der Anwendung von Leak-Before-Break in den USA	27
3	Analyse von Überwachungskonzepten in deutschen Kernkraftwerken	29
3.1	Aufgabenstellung und Vorgehensweise	29
3.2	Einrichtungen zur Ermüdungsüberwachung	30
3.2.1	Überwachung thermischer Wechselbeanspruchungen.....	31
3.2.2	Überwachung mechanischer Wechselbeanspruchungen	36
3.3	Einrichtungen zur Überwachung wasserchemischer Parameter.....	40
3.3.1	Regelwerksanforderungen	41
3.3.2	Überwachung der Wasserchemie in Anlagen mit DWR.....	41

3.3.3	Überwachung der Wasserchemie im Wasserdampfkreislauf einer SWR-Anlage	46
3.4	Weitere Elemente der Betriebsüberwachung.....	48
3.4.1	Überwachung loser Teile - Körperschallüberwachung.....	48
3.4.2	Leckageüberwachung	51
3.4.3	Bestrahlungsüberwachung.....	52
3.5	Bewertung der Wirksamkeit vorhandener Überwachungseinrichtungen...	52
3.5.1	Überwachung von thermischen Wechselbeanspruchungen	52
3.5.2	Schwingungsüberwachung	54
3.5.3	Überwachung wasserchemischer Parameter.....	55
3.5.4	Körperschallüberwachung.....	57
3.6	Schlussfolgerungen.....	59
4	Untersuchungen zur Bedeutung der Druckprüfung im Rahmen des Prüfkonzpts	61
4.1	Aufgabenstellung und Vorgehensweise	61
4.2	Zusammenfassende Darstellung des aktuellen Diskussionsstandes.....	62
4.2.1	Ziel und Durchführung einer Druckprüfung	62
4.2.2	Vor- und Nachteile von Druckprüfungen	64
4.2.3	Richtlinien für Druckprüfungen in verschiedenen Ländern	69
4.3	Betriebserfahrung mit Leckereignissen bei Druckprüfungen.....	72
4.3.1	Betriebserfahrung mit deutschen Anlagen	72
4.3.2	Druckprüfungen in ausländischen Anlagen mit DWR und SWR.....	78
4.4	Einfluss der Druckprüfung auf die Strukturzuverlässigkeit.....	80
4.4.1	Verwendetes Rechenprogramm.....	80
4.4.2	Anpassung von PROST zur Berücksichtigung von Druckprüfungen	83
4.4.3	Parameterstudie mit PROST anhand einer Ermüdungsanalyse	84
4.4.4	Untersuchung von zeitabhängigem Risswachstum.....	96
4.5	Schlussfolgerungen zur Bedeutung von Druckprüfungen	100

5	Fortschreibung der Wissensbasis „Komplnt 2010“	101
5.1	Aufgabenstellung und Vorgehensweise	101
5.2	Serverumstellung und Software-Update	102
5.3	Inhaltliche Aktualisierungen und Erweiterungen der Wissensbasis	104
6	Zusammenfassung und Schlussfolgerungen	107
7	Literaturverzeichnis	109

Anhänge A - D

Verteiler

1 Einleitung

In deutschen Kernkraftwerken kommen insbesondere für druckführende Komponenten, für die das Bruchausschluss-Konzept Anwendung findet, Maßnahmen zum Einsatz, die den Erhalt der gefertigten Qualität und damit ihrer Integrität über die gesamte vorgesehene Betriebszeit absichern sollen. Dazu gehören Maßnahmen zur Überwachung der relevanten Einwirkungen ebenso wie wiederkehrende Prüfungen zur Überprüfung des aktuellen Zustands der Komponenten.

Zielsetzung dieses Vorhabens war es, die Wirksamkeit von Maßnahmen zum Erhalt der gefertigten Qualität druckführender Komponenten ausgehend von einer Bestandsaufnahme unter Zugrundelegung des Stands von Wissenschaft und Technik zu untersuchen. Ergänzend war darauf aufbauend die Wissensbasis der GRS zur Komponentenintegrität fortzuschreiben.

Die Arbeiten wurden in vier Schwerpunkte untergliedert, die in den folgenden Kapiteln zusammenfassend dargestellt sind:

- Bestandsaufnahme zur Anwendung des Bruchausschluss-Konzepts in deutschen Kernkraftwerken (**Kapitel 2**)
- Analyse von Überwachungskonzepten in deutschen Kernkraftwerken (**Kapitel 3**)
- Untersuchungen zur Bedeutung der Druckprüfung im Rahmen des Prüfkonzepts (**Kapitel 4**)
- Fortschreibung der Wissensbasis „Komplnt 2010“ (**Kapitel 5**).

In **Kapitel 6** werden die zu den einzelnen Arbeitsschwerpunkten durchgeführten Arbeiten zusammengefasst und es werden Schlussfolgerungen gezogen.

2 Bestandsaufnahme zur Anwendung des Bruchausschluss-Konzepts in deutschen Kernkraftwerken

2.1 Aufgabenstellung und Vorgehensweise

Im Rahmen des Sicherheitskonzeptes jedes Kernkraftwerkes sind sicherheitstechnische Versagenskonzepte für Rohrleitungen und Behälter zu erstellen. Diese legen die Leck- und Bruchannahmen und die Art des Versagens fest, die für die Analyse der Versagensfolgen zu unterstellen sind. Die Gesamtkonzeption der Anlage mit ihren Gebäudestrukturen, Stützkonstruktionen, räumlichen Trennungen von redundanten Systemen, Schutz vor Druckwellen, Überflutungen, fliegenden Trümmern und schlagenden Rohrleitungen muss den zu unterstellenden Versagensfolgen Rechnung tragen. Ziel der Auslegung und der entsprechenden Analysen muss es stets sein, die ausreichende Vorsorge gegen das Eintreten von unzulässigen Folgen des zu unterstellenden Versagens aufzuzeigen /SIA 12/.

In deutschen Anlagen wird für einige Rohrleitungen im Rahmen dieses Konzeptes der „Bruchausschluss“ angenommen. Mit dem Begriff „Bruchausschluss“ wird das Postulat bezeichnet, dass das katastrophale Versagen einer Rohrleitung, d. h. deren Bruch infolge des Überschreitens kritischer Risslängen, über die gesamte Betriebsdauer ausgeschlossen werden kann. Dies setzt einerseits voraus, dass diese Rohrleitungen „basissicher“ sind, d. h. den Qualitätsmerkmalen der sogenannten „Rahmenspezifikation Basissicherheit“ entsprechen /RSK 96/, bei deren Einhaltung ein katastrophales Versagen aufgrund herstellungsbedingter Mängel nicht mehr unterstellt werden muss. Andererseits erfordert dies eine ausreichende Vorsorge gegen betriebs- oder störfallbedingte Einwirkungen, die zu einem solchen katastrophalen Versagen führen könnten. Die Wirksamkeit dieser Vorsorge ist durch geeignete Prüf- und Überwachungsmaßnahmen zu überprüfen. Bei der Analyse der dynamischen Versagensfolgen (Druckwelle, Strahl- und Reaktionskräfte) sind dann für diese Rohrleitungen nur unterkritische Risse mit einer kleineren Leckfläche zu unterstellen.

Darüber hinaus muss in der Regel ein Leck-vor-Bruch Verhalten für diese Rohrleitungen nachgewiesen werden, d. h. dass diese auch unter Störfallbelastungen zunächst ein stabiles Leck erzeugen, ehe ein Bruch („katastrophales Versagen“) eintritt. Dann kann die rechtzeitige Erkennung dieses stabilen Lecks als zusätzliche absichernde Maßnahme genutzt werden, um die Anlage abzufahren, ehe es zu einem Bruch der

Rohrleitung kommen kann. Insbesondere in den USA wurde unter dem Stichwort „Leak-Before-Break“ ein ähnliches Konzept verfolgt, das sich im Wesentlichen auf den Nachweis dieses Leck-vor-Bruch-Verhaltens und die Leckerkennung abstützt /NRC 07/.

Auch für Druckbehälter sowie Pumpen- und Armaturengehäuse sind im Rahmen von Versagenskonzepten für die Gesamtanlage Leck- und Bruchannahmen getroffen worden /KWU 80/. Dabei wird insbesondere für große Behälter innerhalb des Sicherheitsbehälters ein Bersten mit potenziell großer Energiefreisetzung ebenfalls nicht unterstellt. Als Voraussetzung gilt auch hier die Einhaltung der Anforderungen der „Rahmenspezifikation Basissicherheit“. Ein Leck-vor-Bruch-Nachweis oder ein anderer bruchmechanischer Nachweis wurde jedoch in der Regel für Behälter und Gehäuse mit Ausnahme des Reaktordruckbehälters nicht geführt und dieser Ausschluss von Brüchen wurde nicht als „Bruchausschluss“ bezeichnet.

Die zu führenden Nachweise, die die Inanspruchnahme von Bruchausschluss für Rohrleitungen, Druckbehälter und Gehäuse rechtfertigen, wurden im deutschen Regelwerk lange Zeit nicht festgeschrieben. Die Grundanforderungen wurden in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ des BMU /SIA 12/ erstmals in einem deutschen Regelwerk formuliert. Mit dem Entwurf der Interpretation 2 /SIA 13/ liegt auch ein Entwurf für weitere übergeordnete Anforderungen vor. Es ist geplant, die Interpretationen der Sicherheitsanforderungen noch 2013 zu veröffentlichen. Detaillierte Anforderungen werden in der Regelentwurfsvorlage für die KTA 3206 /KTA 12a/ beschrieben, die nach dem bereits abgeschlossenen Fraktionsumlauf im Rahmen des üblichen KTA-Verfahrens weiter bearbeitet wird. Die drei genannten Regelwerke behandeln im Sinne eines systematischen Ansatzes alle oben genannten Komponententypen und sind in ihren Anforderungen entsprechend ihrem jeweiligen Detaillierungsgrad aufeinander abgestimmt.

Ziel der im Rahmen dieses Vorhabens durchgeführten Arbeiten war es, den Kenntnisstand zum Bruchausschluss-Konzept aufzuarbeiten. Hierzu wurde die historische Entwicklung des Konzepts untersucht, Zielsetzung und Konsequenzen des Bruchausschlusses diskutiert, die Vorgehensweise bei seinem Nachweis beschrieben und der Anwendungsbereich des Bruchausschlusses in deutschen Anlagen analysiert und mit dem in US-amerikanischen Anlagen verglichen. Die Ergebnisse sind in den nachfolgenden **Abschnitten 2.2 bis 2.5** zusammengefasst.

2.2 Zur historischen Entwicklung des Bruchausschlusses

2.2.1 Einführung des Bruchausschlusses

Historisch wurde der Bruch der größten Rohrleitung zunächst als Postulat angesehen, der als abdeckender Störfall die Randbedingungen für die Auslegung der Notkühlsysteme und des Sicherheitsbehälters definieren sollte. D. h. es wurden vorwiegend die systemtechnischen Auswirkungen von Brüchen von Rohrleitungen betrachtet, wie Kühlmittelverlust, Austritt von Wasser und Dampf in den Sicherheitsbehälter. Die Beherrschung dieser Auswirkungen konnte durch die entsprechende Auslegung der Notkühlsysteme und des Sicherheitsbehälters aufgezeigt werden. Thermohydraulische Untersuchungen zeigten jedoch schon bald, dass für die Auslegung der Notkühlsysteme auch kleinere Leckagen zu berücksichtigen sind /ECS 00/.

Demgegenüber wurden die lokalen physikalischen Auswirkungen von realistischen Bruchszenarien, wie Strahl- und Reaktionskräfte, Druckwellen, schlagende Rohrleitungen, Einwirkung von Temperatur und Feuchte zunächst gar nicht oder nicht konsequent betrachtet. Erst als der Bruch großer Rohrleitungen aufgrund von Erdbebenbetrachtungen als ein physikalisch mögliches Szenario angesehen wurde, wurde auch die Forderung aufgestellt, die entsprechenden lokalen physikalischen Auswirkungen mit in die Betrachtung einzubeziehen und durch zusätzliche Maßnahmen zu beherrschen. Als konstruktive Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen von Rohrleitungsbrüchen wurden Ausschlagsicherungen, Stoßbremsen, Abstützungen und Schutzschilde vorgeschlagen und teilweise realisiert /ECS 00/.

Diese Maßnahmen sind jedoch nur für vorher definierte Bruchlagen wirksam und außerdem mit erheblichen Einschränkungen für die Zugänglichkeit für Instandhaltung und wiederkehrende Prüfungen verbunden. Dies führte international zu Überlegungen, nicht die Begrenzung der Auswirkungen von Rohrleitungsbrüchen, sondern Maßnahmen zur Vermeidung von Brüchen als bevorzugten Weg zu verfolgen. Insbesondere in den USA und in Deutschland wurden unter den Begriffen „Leak-Before-Break“ und „Bruchabschluss“ ähnliche Konzepte verfolgt, die auf der Erkenntnis beruhen, dass geschädigte Rohrleitungen aus zähen Werkstoffen in der Regel ein Leck-vor-Bruch-Verhalten zeigen, d. h. zunächst ein stabiles Leck erzeugen, ehe ein Bruch eintritt. Daher kann die rechtzeitige Erkennung dieses stabilen Lecks als zusätzliche absichernde Maßnahme genutzt werden, um die Anlage abzufahren, ehe es zu einem Bruch der

Rohrleitung kommen kann. Zu diesem Zweck wurden in zahlreichen Experimenten die Randbedingungen für dieses Leck-vor-Bruch-Verhalten von Rohrleitungen mit Vorschädigungen (Rissen in axialer und Umfangsrichtung) untersucht und anhand dieser Experimente Rechenmethoden zur Vorhersage dieses Verhaltens und der entstehenden Leckmassenströme validiert /MPA 03, NUR 02, OTR 03/.

Für Druckbehälter innerhalb des Sicherheitsbehälters wurde in den 60er Jahren angesichts des deutlich weiter fortgeschrittenen konventionellen Regelwerks und der damit als deutlich höher angesehen Zuverlässigkeit ein katastrophales Versagen nicht unterstellt bzw. als auslegungsüberschreitendes Ereignis angesehen, das dem Restrisiko zugeordnet wurde. Erst mit der Entwicklung von Anlagenkonzepten mit Standorten in der Nähe von großen Städten oder Industrieanlagen in den 70er Jahren (z. B. Projekt BASF /RSK 75/) wurde gefordert, auch ein Behälterversagen, insbesondere ein Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB) mit in der Auslegung zu berücksichtigen. Wie für Rohrleitungen bestehen auch für Druckbehälter im Prinzip die beiden Möglichkeiten der Beherrschung der Auswirkungen eines katastrophalen Versagens einerseits und der Verhinderung des Berstens andererseits. Mögliche Maßnahmen zur Beherrschung bestehen im Wesentlichen in Form eines baulichen Schutzes oder räumlicher Trennung; letztere auch in Form der räumlichen Trennung von redundanten Systemen, so dass die Auswirkungen auf eine Redundanz beschränkt bleiben. Die Diskussion verschiedener technischer Lösungsvorschläge, mit denen ein Bersten des RDB und anderer großer Behälter innerhalb des Sicherheitsbehälters mit potenziell großer Energiefreisetzung beherrscht werden sollte, führten jedoch zu der Schlussfolgerung, dass diese nicht praktikabel sind und letztlich nicht zu einer deutlichen Reduzierung des Restrisikos führen /RSK 73/.

In Deutschland wurden deshalb für diese wie auch für andere große Behälter im Maschinenhaus mit der sogenannten „Rahmenspezifikation Basissicherheit“ Qualitätsmerkmale definiert, bei deren Einhaltung ein katastrophales Versagen aufgrund herstellungsbedingter Mängel nicht mehr unterstellt werden muss /RSK 96/. Betriebs- oder störfallbedingte Einwirkungen, die eine signifikante Schädigung oder Alterung der Behälter bewirken können, wurden in der Regel nicht unterstellt. Ausnahmen von dieser Regel sind der zylindrische Bereich des RDB, für den Sprödbruch-Sicherheitsnachweise unter Berücksichtigung des Einflusses der Neutronenbestrahlung geführt wurden sowie auch die Behälter im Maschinenhaus, für die Einwirkungen von außen unterstellt werden müssen. Die expliziten Nachweise oder Annahmen aufgrund der „Basissicherheit“ für Druckbehälter und Gehäuse wurden jedoch nicht als „Bruchaus-

schluss“ bezeichnet, auch wenn diese den Ausschluss von Brüchen bedeuteten. Auch wurden für diese keine Nachweise zum Leck-vor-Bruch-Verhalten geführt.

2.2.2 Entwicklung der RSK-Leitlinien und Beschlüsse

Einführung und Anwendung des Bruchausschlusses in deutschen Anlagen wurde bis in die 90er Jahre von der Reaktorsicherheitskommission (RSK) begleitet. Entsprechend spiegeln sich Einführung und Entwicklung des Bruchausschlusses in Deutschland in den RSK-Leitlinien (RSK-LL) und den Beschlüssen der RSK. In diesen werden der Anwendungsbereich und die weiterhin anzuwendenden Leck- und Bruchpostulate für verschiedene Nachweisziele genannt. Die zu führenden Nachweise selbst wurden dort jedoch nicht festgeschrieben, sondern vielmehr vor der RSK dargelegt und dort diskutiert. Die Entwicklung des Bruchausschlusses stellt sich anhand der Ausgaben der RSK-LL und der Beschlüsse der RSK folgendermaßen dar /RSK 08/:

- 1. Ausgabe 1974: Der Auslegung der Anlage wird der vollständige Abriss einer Hauptkühlmittelleitung zugrunde gelegt.
- 2. Ausgabe 1979: Die Rahmenspezifikation Basissicherheit wird als Anhang 2 der RSK-LL veröffentlicht. Im Anwendungsbereich der Rahmenspezifikation waren es zunächst nur die Komponenten der Äußeren Systeme, deren Qualitätsniveau angehoben werden sollte. Die Rahmenspezifikation wurde jedoch bald sinngemäß auch auf die Druckführende Umschließung angewandt. Entsprechend den Anforderungen der Rahmenspezifikation sollen Rohrleitungen ohne Längsschweißnähte gefertigt werden. Als Konsequenz werden auch keine kritischen Längsrisse in den Rohrleitungen mehr unterstellt. Außerdem wird dort in Abschnitt 2.2 unter dem Titel „Analysen aufgrund von Bruchannahmen“ eine Form eingeschränkter Bruchannahmen für Sicherheits- und Hilfssysteme eingeführt (siehe **Abschnitt 2.4.3**).
- 3. Ausgabe 1981: Der Bruchausschluss kann auf Hauptkühlmittelleitungen angewandt werden, wenn diese die Anforderungen der Rahmenspezifikation erfüllen.
- Änderung 1983: Der Bruchausschluss kann auf Frischdampf- und Speisewasserleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters angewandt werden, wenn diese die Anforderungen der Rahmenspezifikation erfüllen.
- Änderung 1984: Der Bruchausschluss kann auf große austenitische Anschlussleitungen (DN > 200) an die Hauptkühlmittelleitungen innerhalb des Sicherheitsbehäl-

ters angewandt werden, wenn diese die Anforderungen der Rahmenspezifikation erfüllen.

- 1982 bis 1989 - Stellungnahmen der RSK zu einzelnen Anlagen mit SWR: Das Bruchausschluss-Konzept wird auf große Rohrleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters von SWR übertragen. Bei SWR der Baulinie 69 sind diese vorher auf basissichere Ausführungen umgerüstet worden. Es handelt sich dabei um die Hauptleitungen und anschließende Rohrleitungen des Frischdampf- und Speisewassersystems bis einschließlich der Absperrarmaturen, die die Grenze der Druckführenden Umschließung darstellen /RSK 82a, 82b, 89/.
- 1991 weist die RSK darauf hin, dass das Bruchausschluss-Konzept auch auf solche Rohrleitungen angewandt werden kann, die nicht vollständig die Anforderungen der Rahmenspezifikation erfüllen /RSK 91/. Dies setzt voraus, dass für diese Rohrleitungen durch ergänzende oder kompensatorische Maßnahmen eine ähnlich hohe Zuverlässigkeit nachgewiesen wird. Dieser Beschluss wird jedoch 2005 durch einen Beschluss der RSK praktisch wieder zurückgenommen (siehe unten).
- 1992 beschließt die RSK, dass das Bruchausschluss-Konzept in Ausnahmefällen auch auf kleine Rohrleitungen ($DN \geq 50$) angewandt werden kann (z. B. Haupt- und Hilfssprühleitungen). In der Regel für die Herstellung der Äußeren Systeme (KTA 3211.3) wurden zusätzliche Anforderungen an diese Rohrleitungen bereits in der Fassung von 1990 definiert und in der nächsten Fassung von 2003 weiter präzisiert /KTA 03/ (siehe dort Abschnitt 14). Hierbei handelt es sich in vielen Fällen um Anpassungen an die Qualitätsanforderungen an Komponenten des Primärkreises entsprechend KTA 3201.3.
- 2005 bestätigt die RSK die Festlegungen der RSK-LL in Kapitel 21.1 für die Druckführende Umschließung, sieht aber die Anwendung des Bruchausschlusses nur dann als zulässig an, wenn die Komponenten den Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit entsprechen /RSK 05/. Außerdem werden die Voraussetzungen konkretisiert: Der Ausschluss von Bedingungen, die zum Versagen durch verschiedene Schädigungsmechanismen führen können sowie die Erfassung und Kenntnis der betrieblichen und spezifizierten Belastungen und des aktuellen Komponentenzustandes. Diese Voraussetzungen sind an sich nicht neu und diese Konkretisierungen entsprechen denen des Integritätskonzeptes (siehe **Abschnitt 2.2.3**).

Die Rahmenspezifikation Basissicherheit wurde nach 1979 nicht mehr geändert und ist daher in Bezug auf die dort genannten Leckpostulate nicht mehr konsistent mit Kapitel 21 der heute gültigen RSK-Leitlinien. Dies betrifft vor allem die Tabelle 2.2 der Rahmenspezifikation „Bruchannahmen für Rohrleitungen und zu berücksichtigende Belastungen für einen DWR“, in der entsprechend dem Stand der 2. Ausgabe der RSK-Leitlinien von 1979 eingeschränkte Bruchannahmen von hochenergetischen Rohrleitungen nur für Längsrisse, nicht aber für Rundrisse vorgesehen sind. Für Rundrisse wird für die Reaktionskraft von einer behinderten Ausströmung infolge der installierten Bruchausschlagsicherungen ausgegangen. Nur für die Sicherheits- und Hilfssysteme sind schon hier eingeschränkte Bruchannahmen sowohl für Längs- als auch Rundrisse auf der Basis der Kriterien „niederenergetische Systeme“ und „zeitliche gering belastete Systeme“ (dort nach Abschnitt 2.2, siehe in diesem Bericht **Abschnitt 2.4.3**) vorgesehen.

2.2.3 Von der Basissicherheit zum Bruchausschluss- und Integritäts-Konzept

Ausgehend von der bisherigen deutschen Praxis der Auslegung und Herstellung, die zu einer Basissicherheit der Komponenten führte, wurde das so genannte Basissicherheits-Konzept nach /KUS 84/ von verschiedenen Institutionen unter Berücksichtigung der internationalen Praxis zum Bruchausschluss-Konzept und schließlich zum Integritätskonzept weiter entwickelt /BAR 99, BIE 01, GRS 04a, MPA 03, ROO 01, VGB 07/. Dabei wurde in Deutschland im Laufe der letzten 20 Jahre mit der Entwicklung des Integritätskonzeptes zunehmend mehr Gewicht auf die Gewährleistung der Komponentenintegrität im Betrieb gelegt. Die verschiedenen Konzepte unterscheiden sich entsprechend durch unterschiedliche Gewichtung und Konkretisierung der vorbeugenden Maßnahmen zur Verhinderung und frühen Erkennung von Schädigungen einerseits sowie der bruchmechanischen Nachweise einschließlich der Leckdetektion und der dabei einzuhaltenden Sicherheitsfaktoren andererseits.

Das deterministische Bruchausschluss-Konzept bestand zunächst aus den beiden Hauptelementen

- Basissicherheits-Konzept
- Bruchmechanische Nachweise (einschließlich Leckdetektion).

Dabei umfasst das Basissicherheits-Konzept folgende Aspekte:

- Herstellung der Komponenten in hoher Qualität
- Berücksichtigung aller maßgeblichen Einwirkungen (thermo-mechanisch, korrosiv)
- Absicherung des Konzeptes durch ergänzende Maßnahmen sowie betriebliche Überwachung der Einwirkungen und wiederkehrende Prüfungen der Komponenten während des Betriebes.

Die ersten beiden genannten Punkte des Basissicherheits-Konzepts lassen sich nach /BIE 01, KUS 84, ROO 01, RSK 96/ etwas detaillierter beschreiben:

- Hochwertige Werkstoffeigenschaften mit dem Hauptaugenmerk auf die chemische Zusammensetzung, die Bruch-Zähigkeit, die Verarbeitbarkeit und die Prüfbarkeit
- Konservative Begrenzung der Spannungen und Verringerung der Spitzenspannungen; dies beinhaltet sowohl einen ausreichenden Sicherheitsabstand der auftretenden gegen die ertragbaren Belastungen als auch eine Bevorzugung von Auslegungs- und Konstruktionsaspekten zur Verringerung von Spannungskonzentrationen in Schweißnähten
- Abgesicherte Anwendung optimierter Herstellungs- und Prüftechnologien mit Bevorzugung bestimmter Halbzeuge (geschmiedete Ringe für Behälter, nahtlose Rohre und Bögen mit geraden Anschuhenden) sowie engen Toleranzen zur Erzielung eines geringen Versatzes im Schweißnahtbereich
- Kenntnis und Beurteilung ggf. vorliegender Fehler durch die Möglichkeit vorhandene Fehlstellen durch Prüfungen aufzufinden und zu bewerten
- Berücksichtigung des Betriebsmediums in Bezug auf thermo-mechanische und korrosive Einwirkungen.

Zur Absicherung des Konzeptes werden folgende vier unabhängigen, ergänzenden Prinzipien (in der Literatur auch als „unabhängige Redundanzen“ bezeichnet) verfolgt und dafür technische Vorgaben festgelegt:

1. Prinzip der Mehrfachprüfung, z. B. durch eine unabhängige Qualitätssicherung
2. Worst-Case-Prinzip, d. h. Berücksichtigung der nach dem aktuellen Kenntnisstand ungünstigsten Bedingungen und möglicher Abweichungen vom vorgesehenen optimierten Herstellungsprozess; dazu gehören auch bruchmechanische Bewertun-

gen von postulierten Fehlergrößen, sowohl zur Ermittlung möglichen Risswachstums als auch von kritischen Fehler- und Belastungsgrößen /MPA 03/

3. Prinzip der Validierung der angewandten Verfahren und Methoden (z. B. mechanische Analysen, zerstörungsfreie Prüfungen, Leckmassenstromberechnungen und Leckerkennung), z. B. durch experimentelle Überprüfung
4. Prinzip der betrieblichen Überwachung und Dokumentation der für die Integrität der Komponente relevanten Betriebsparameter (z. B. Druck, Temperatur, lokale Temperaturgradienten, Wasserchemie) und wiederkehrende Prüfungen.

Dieses Basissicherheits-Konzept wurde durch das „Integritätskonzept“ weiter entwickelt, in dem Maßnahmen und Nachweise zur Sicherstellung der für die Integrität einer Komponente oder eines Systems erforderlichen Qualität über die gesamte Betriebszeit konkretisiert wurden /BAR 99, KTA 12a, MPA 03/. Diese Aspekte sind zwar grundsätzlich auch schon im Basissicherheits-Konzept enthalten, bekommen aber jetzt ein größeres Gewicht. Diese Entwicklung lief praktisch parallel mit der Entwicklung des Alterungsmanagements für mechanische Komponenten, das eine systematische Erfassung und Bewertung aller sicherheitsrelevanten Alterungsphänomene und Maßnahmen zum Erhalt der erforderlichen Qualität der Komponenten bis zum Ende der Betriebszeit vorsieht und seinen regulatorischen Niederschlag in der Regel KTA 1403 fand /KTA 10a/. In KTA 1403 werden die Komponenten in Gruppen entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Relevanz eingestuft. Dabei gehören zur Gruppe M1 die Komponenten und Bauteile, für die ein Versagen nicht zulässig ist oder deren Versagen im Leistungsbetrieb oder während der Störfallbeherrschung nicht durch die Auslegung der Anlage abgedeckt ist. Diese Gruppe umfasst damit auch diejenigen Komponenten, für die Bruchausschluss in Anspruch genommen wird. Das Alterungsmanagement dieser Komponenten ist damit eine wichtige Grundlage für das Integritätskonzept, das die drei Schwerpunkte beinhaltet /KTA 12a/:

- a) Nachweis der anforderungsgerechten Qualität nach Auslegung und Herstellung (Basissicherheit)
- b) kontinuierliche Überwachung und Bewertung der vorhandenen Qualität nach bisherigem Betrieb
- c) erforderlichenfalls Maßnahmen zur Absicherung der erforderlichen Qualität für den weiteren Betrieb.

Durch die Einhaltung der genannten Anforderungen und deren fortwährender Überprüfung im Betrieb werden die Voraussetzungen für den Bruchausschluss gewährleistet, d. h. /RSK 05, SIA 13/:

- Schädigungsmechanismen wie Korrosions- und Erosionsvorgänge, Ermüdung durch Schwingungen bzw. dynamische Belastungen sowie betriebliche Werkstoffveränderungen sind so begrenzt und feststellbar, dass sie nicht zu relevanten Schäden führen können
- die Spannungsabsicherung wird nicht durch Drucküberschreitungen, thermische und mechanische Zusatzlasten sowie Fehlfunktionen der Unterstützungen in Frage gestellt.

Als Ergebnis dieser historischen Entwicklung gab es bisher im deutschen Regelwerk zwar Vorgaben für die eingeschränkten Leck- und Bruchannahmen, aber keine geschlossene Darstellung der zu führenden Nachweise zum Bruchausschluss. Vielmehr sind im bisherigen Regelwerk weitgehend nur die Anforderungen an die basissichere Ausführung und an die Überwachung und Prüfung aller Komponenten der Druckführenden Umschließung und der Äußeren Systeme während des Betriebes sowie die generellen Anforderungen an das Alterungsmanagement verankert (RSK-Leitlinie mit Anhang 2, KTA-Regeln der Serien 3201 und 3211 sowie KTA 1403). Diese Lücke soll mit den übergeordneten Anforderungen in den noch abzuschließenden Interpretationen der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke und den detaillierteren Anforderungen in der noch zu verabschiedenden Regel KTA 3206 geschlossen werden.

2.3 Zielsetzung und Konsequenz des Bruchausschlusses

Wenn der Nachweis des Bruchausschlusses positiv geführt worden ist, werden für diese Rohrleitung für Störfallbetrachtungen nur noch unterkritische Risse, deren Länge bruchmechanisch ermittelt werden kann, postuliert. Daher kann die Größe der für Störfallbetrachtungen zu postulierenden Lecks auf Werte deutlich unterhalb $2F$ (= Leckfläche entsprechend dem doppelten inneren Querschnitt $2F$ der betroffenen Rohrleitung) eingeschränkt werden. Dabei wird eine Leckgröße von $0,1F$ als abdeckend für Leckflächen von bruchmechanisch ermittelten unterkritischen Risslängen angesehen und in den RSK-Leitlinien als Leckpostulat für die Druckführende Umschließung vorgeschrieben. Diese Position wurde von der RSK im Jahre 2005 noch einmal bestätigt /RSK 05/.

Für die Rohrleitungen der Äußeren Systeme ist nach /RSK 96/ auch die Annahme kleinerer, bruchmechanisch ermittelter Leckflächen zulässig.

Diese eingeschränkten Leckannahmen können dann für die Ermittlung der Auswirkungen der dynamischen Kräfte des Lecks/Bruches (Druckwelle, Strahl- und Reaktionskräfte) herangezogen werden. Zur Berechnung der Druckwellen ist für die Leckfläche eine Öffnungszeit von 15 ms zu unterstellen /RSK 96/. Durch die entsprechend schnelle Druckentlastung entstehen Druckwellen, die sowohl die Rohrleitung selbst als auch deren Einbauten und die angeschlossenen Komponenten belasten. Weiterhin bewirkt das ausströmende Medium Strahl- und Reaktionskräfte. Nach /RSK 05/ kann auch für die Strahlkräfte zur Berechnung der Menge des abgelösten Isoliermaterials, die für die Belegung der Sumpfsiebe zu berücksichtigen ist, von einer Leckfläche von $0,1F$ an den Rohrleitungen des Primärkreises ausgegangen werden.

Streng genommen handelt es sich beim Bruchausschluss um den Nachweis extrem geringer Bruchwahrscheinlichkeiten, die die Einstufung des (2F-)Bruches als auslegungsüberschreitend und damit die Einschränkung der Leckannahmen (auf $0,1F$ oder kleiner) für die Auslegungsstörfälle rechtfertigen. Diese Einschränkung wird aber nur für die lokalen dynamischen Effekte vorgenommen. Die im Folgenden beschriebene Beibehaltung der Leckannahme 2F für die Standfestigkeit der Großkomponenten und die globalen Kapazitäten der Anlage, d. h. die Auslegung der Sicherheitssysteme, kann als schadensbegrenzende Maßnahme für auslegungsüberschreitende Fälle interpretiert werden:

- Gemäß geltendem Regelwerk sind für die Auslegung der Sicherheitssysteme (Notkühlung, Sicherheitsbehälter, elektrische und leittechnische Einrichtungen) Leckquerschnitte von $2F$ auch an Rohrleitungen mit Bruchausschluss zu unterstellen. Dies gilt für die Einwirkungen durch Druck, Druckdifferenzen innerhalb des Sicherheitsbehälters, Temperatur und Feuchte, nicht jedoch für Druckwellen innerhalb der druckführenden Komponenten, Strahl- und Reaktionskräfte (siehe oben).
- Analog wird für die Auslegung der Abstützung der Großkomponenten eine statische Ersatzkraft von $2pF$ (p = Betriebsdruck, F = Querschnitt des größten Stützens) angenommen. Dabei deckt der Faktor 2 die Überhöhung der statisch bestimmten Kraft durch die Dynamik der Ausströmung ab.

Die oben beschriebenen Leckpostulate der RSK-Leitlinien sind in den Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke /SIA 12/ in dessen Anhang 2, Anlage 2 inhaltlich unverändert übernommen worden. Sie wurden nur entsprechend der bisherigen Genehmigungspraxis und den RSK-Beschlüssen auf Anlagen mit SWR erweitert. Eine Übersicht über die oben beschriebenen Postulate findet sich in **Tabelle 2-1**.

Tabelle 2-1 Postulierte Brüche für die Hauptkühlmitteleitung (HKL) und damit verbundene Auswirkungen entsprechend Bruchausschluss-Konzept

Auswirkungen		Postulierte Größe des Bruchquerschnitts
auf	infolge	
• global Auslegung:		
o Anforderungen an die Sicherheitssysteme, z. B. - Kernnotkühlsystem - Nachwärmeabfuhrsystem	Kühlmittelverlust	$\leq 2F^{+}$ (HKL)
o Auslegung des Containment Systems	Druckaufbau Temperatur	2F (HKL)
• lokale Auslegung:		
o Störfallfestigkeit von Einrichtungen, z. B. - Instrumentierung - elektrische Komponenten	Druck Temperatur Überflutung / Feuchtigkeit Strahlung	2F (HKL)
o Auslegung der Einbauten des Containments, z. B. - Reaktorgrube - Splitterschutzzyylinder - Kammern und Zellen	Überflutung Differenzdruck Temperatur Unterstützungslasten	2F ⁺⁺ (HKL)
o Stabilität der Unterstützungen der Hauptkomponenten, z. B. - Reaktordruckbehälter - Hauptkühlmittelpumpe - Dampferzeuger - Druckhalter	Ausströmkraft $P = 2 p F$	F (betrachtete Leitung) p (Betriebsdruck)
o Auslegung der Einbauten der Hauptkomponenten / HKL, z.B. - Reaktordruckbehälter - Pumpenschwungrad - Dampferzeuger - Rohrleitungen und Armaturen	dynamische Auswirkungen des Druckabfalls infolge 15 ms Öffnungszeit	der größere Wert von 0.1 F (HKL) und f (abzweigende Leitung)
o Auslegung gegen Strahl- und Reaktionskräfte, z. B. - umgebende Wände - getroffene Komponenten - Rohrleitungsunterstützungen	Strahlkräfte Ausströmkraft	der größere Wert von 0.1 F (HKL) und f (abzweigende Leitung)
⁺) F und f sind die Querschnittsflächen der betrachteten Rohrleitung; ⁺⁺) Berücksichtigung von Schutzrohren oder Halterungen beim Druckaufbau in der Reaktorgrube.		

2.4 Vorgehensweise beim Nachweis

2.4.1 Nachweise der Qualität der Komponenten

Die Nachweise der Qualität ergeben sich aus den schon genannten Schritten des Integritätskonzeptes, wobei jetzt auch mit dem letzten Schritt in der Regel ein Nachweis verbunden ist /KTA 12a/:

- a) Nachweis der Qualität nach Auslegung und Herstellung (Basissicherheit)
- b) Nachweis der vorhandenen Qualität nach bisherigem Betrieb
- c) Nachweis der Absicherung der erforderlichen Qualität für den weiteren Betrieb.

Zu Schritt a): Dieser stützt sich im Wesentlichen auf die Dokumentation zur Auslegung und Herstellung, einschließlich der Ergebnisse der zerstörungsfreien Prüfungen und der mechanischen Analysen (Spannungen, Ermüdung, Bruchmechanik). Die bruchmechanischen Nachweise umfassen ggf. die Analyse von herstellungsbedingten Fehlern, die nicht wachstumsfähig sein dürfen. Außerdem ist in der Regel auch ein Nachweis des Leck-vor-Bruch-Verhaltens oder ggf. auch des Leckausschlusses zu führen, der in den folgenden Abschnitten weiter unten behandelt werden soll. Die Reaktionskräfte aus den zu postulierenden Lecks sind dabei mit zu berücksichtigen. Da Lecks im Bereich der Schweißnähte und hoch beanspruchter Grundwerkstoffbereiche anzunehmen sind, sind Grundwerkstoffbereiche mit hoher Spannungs- oder Ermüdungsausnutzung auszuweisen.

Die möglichen Schädigungsmechanismen sind zu erfassen, die dann im weiteren Betrieb analysiert, und deren Ursachen erfasst, bewertet und minimiert werden sollen. Es muss gezeigt werden, dass die Ursachen von Schädigungsmechanismen möglichst vermieden oder soweit begrenzt werden, dass daraus keine Folgen zu erwarten sind. Im Sinne eines gestaffelten Konzeptes sind mögliche Folgen aber dennoch durch Überwachung und Prüfung frühzeitig zu erkennen. Zu diesem Zweck ist es hilfreich eine Art von Katalog von Schädigungsmechanismen aufzustellen, in dem die Randbedingungen beschrieben werden, unter denen die verschiedenen Mechanismen auftreten können. Eine vereinfachte Übersicht findet sich in **Tabelle 2-2**.

Tabelle 2-2 Charakterisierung von Schädigungsmechanismen an druckführenden Komponenten

Schädigungsmechanismus	Betroffene Komponenten	Betroffene Werkstoffe	Anlagen-Zustand	Potenzielle Auswirkung	Relevante Einflussfaktoren	Betrieblich beeinflussbare Faktoren	Zeitlicher Verlauf		Vorhersagemöglichkeiten
							Inkubationszeit	Kinetik	
Neutronen aktivierte Versprödung	Kernnaher RDB-Bereich	Un- / niedriglegierte Stähle	Lastbetrieb	Verminderung der Zähigkeit	Neutronenfluss, Werkstoffzusammensetzung und Gehalt an Verunreinigungen, Temperatur	Neutronenfluenz	Gering	Nichtlinear degressiv	Empirische Beziehungen, kodifiziert
Thermisch aktivierte Versprödung	Rohrleitungen, Gehäuse	Duplex-Stahlguss, Un- / niedriglegierte Stähle	Lastbetrieb	Verminderung der Zähigkeit	Temperatur, Ferritgehalt (Duplex), Gehalt an Verunreinigungen (un-/niedriglegierte Stähle)	Temperatur	Gering	Nichtlinear degressiv	Empirische Beziehungen
IKSpRK	SWR-Rohrleitungen	Austenitische Stähle	Lastbetrieb	Rissbildung	Chrom-, Kohlenstoffgehalt, Gefüge, Zugspannung, Wasserinhaltsstoffe, ECP, Temperatur, Kaltverformung	Wasserinhaltsstoffe, ECP,	Große Streuung	Linear	Empirische Beziehungen
	DE-Heizrohre, Stutzen, Mischnähle	Nickelbasis-Legierungen	Lastbetrieb	Rissbildung	Chrom-, Kohlenstoffgehalt, Gefüge, Zugspannung, Wasserinhaltsstoffe ECP, Temperatur	ECP, (H ₂)	Große Streuung	Linear	Empirische Beziehungen
TKSpRK	Rohrleitungen	Austenitische Stähle	Alle	Rissbildung	Zugspannung, Temperatur, Chloridkonzentration	Chloridkonzentration	Große Streuung	Linear	Empirische Beziehungen
DRK	Rohrleitungen, Stutzen	Un- / niedriglegierte Stähle	An- und Abfahrvorgänge	Rissbildung	Dehnrate, Zugspannung, Transientenanzahl, Temperatur, O ₂	Dehnrate, Transientenanzahl, O ₂	Gering	Linear f(N)	Empirische Beziehungen
Erosionskorrosion	Rohrleitungen des Wasser-Dampf-Kreislaufs	Un- / niedriglegierte Stähle	Lastbetrieb	Wanddickenabtrag	Chromgehalt, Strömungsbedingungen, Temperatur, pH-Wert, (Wasserchemie)	pH-Wert, (Wasserchemie)	Gering	Linear	Empirische Beziehungen
Borsäurekorrosion	Schrauben, Rohrleitungen, Behälter (DWR)	Un- / niedriglegierte Stähle	Lastbetrieb	Wanddickenabtrag	Leckrate, Temperatur, Borsäurekonzentration	Leckrate	Gering	Linear	Empirische Beziehungen
Mechanische Ermüdung	Rohrleitungen, Stutzen, Krümmer	Alle	Alle	Rissbildung, Leck, Bruch	N, Dehnungsamplitude	N, Dehnungsamplitude	Gering	Linear f(N)	Empirische Beziehungen, kodifiziert
Thermische Ermüdung	Rohrleitungen, T-Stücke	Alle	Alle	Rissbildung, Leck, Bruch	N (Strömungsbedingungen), Dehnungsamplitude (ΔT , Eigenspannungen)	Leckrate von Ventilen, ΔT	Große Streuung	Linear f(N)	Empirische Beziehungen, Rasterung
Korrosionsermüdung	Rohrleitungen, Stutzen	Un- / niedriglegierte Stähle, austenitische Stähle	Lastbetrieb	Rissbildung	N, Dehnrate und -amplitude, Schwefelgehalt (Werkstoff), O ₂ , Temperatur, Wasserinhaltsstoffe	N, Dehnungsamplitude, Wasserinhaltsstoffe	Große Streuung	Linear f(N)	Empirische Beziehungen
Verschleiß	Verschiedene Arten von Verschleiß an verschiedenen Komponentenbereichen								

IKSpRK: Interkristalline Spannungsrisskorrosion; TKSpRK: Transkristalline Spannungsrisskorrosion; DRK: Dehnungsinduzierte Spannungsrisskorrosion; ECP: Elektrochemisches Potenzial, N: Zyklusanzahl

Zu Schritt b): Ziel dieses Schrittes ist die Erfassung und Bewertung von Änderungen im Vergleich zu der Qualität nach Schritt a soweit diese einen Einfluss auf den Bruchausschluss haben können. Entsprechend sind solche Nachweise immer dann durchzuführen, wenn solche Änderungen eintreten, mindestens aber nach Inbetriebsetzung und vor Inanspruchnahme des Bruchausschlusses, falls diese später erfolgt. Dabei kann es sich um Änderungen im Betrieb an den Komponenten selbst oder den Stützkonstruktionen sowie um Änderungen der Randbedingungen oder des Kenntnisstandes handeln, d. h. z. B. der Ausführung, der Werkstoffeigenschaften, der Regelwerksanforderungen (konzeptionelle Alterung), der Belastungen, des Befundzustandes, der möglichen Schädigungsmechanismen oder der Wasserchemie. Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung sind dabei zu berücksichtigen. Diese Erfassung und Bewertung der vorhandenen Qualität ist auch in KTA 3201.4 /KTA 10c/ als Teil des geschlossenen Konzeptes zur Sicherstellung der Integrität verankert (siehe insbesondere Kapitel 3 und Bild 3-1) und wird damit auch jenseits der offensichtlichen Änderungen zu einem quasi-kontinuierlichen oder periodischen Prozess.

Zu Schritt c): Mit diesem Schritt wird eine Vorausschau der Qualität für den weiteren Betrieb vorgenommen, wie sie ebenfalls Teil des geschlossenen Konzeptes zur Überwachung und Prüfung nach KTA 3201.4 ist und im Rahmen des Alterungsmanagements der nach KTA 1403 in M1 eingruppierten Komponenten durchgeführt wird. Bei der Durchführung ist praktisch nur noch ein besonderes Augenmerk auf die für die Bruchausschlussnachweise relevanten Eigenschaften zu legen.

2.4.2 Bruchmechanische Nachweise für Rohrleitungen

Der Ausschluss des plötzlichen Versagens der druckführenden Wandung bedeutet den Ausschluss von Rissen einer „kritischen“ Größe, die unter den anzunehmenden Beanspruchungen aus dem Betrieb einschließlich der Störfälle instabil werden könnten und damit zum Abriss der Rohrleitung führen könnten. Der entsprechende Nachweis wird in Deutschland üblicherweise in zwei Schritten durchgeführt, wobei Risse in allen Schweißnähten und in Einzelfällen auch in hochbeanspruchten Grundwerkstoffbereichen angenommen bzw. postuliert werden.

1. Im ersten Schritt wird im Sinne der oben angesprochenen „worst-case“-Betrachtungen ein Anriss von einer Größe angenommen, der durch die durchgeführten zerstörungsfreien Prüfungen hätte erkannt werden müssen. Für diesen Anriss ist

nachzuweisen, dass er während der gesamten Lebensdauer der Anlage nur so wenig wächst, dass er die Wand nicht durchdringt und einen Abstand zu kritischen Rissgrößen behält. Mit diesem Nachweis soll eine geringe Empfindlichkeit der Rohrleitung gegen Ermüdungsschäden gezeigt werden.

2. In einem weiteren Schritt, dem eigentlichen Leck-vor-Bruch-Nachweis, wird ein wanddurchdringender Riss postuliert. Dieser Riss muss einerseits so groß gewählt werden, dass die durch ihn unter Betriebsbeanspruchungen entstehende Leckage innerhalb kurzer Zeit erkannt wird. Andererseits muss der postulierte Riss so klein sein, dass er auch unter den maximal anzunehmenden Störfalllasten einen ausreichenden Abstand zu der kritischen Risslänge behält. Damit soll sichergestellt werden, dass die Anlage in jedem Falle abgefahren wird, ehe ein solcher Riss zu einem kritischen Riss wachsen könnte, der bei einem Störfall zum Abriss der Rohrleitung führen könnte. D. h. die Erkennung des aus der Rissöffnung austretenden Leckmassenstroms muss durch eine Qualifizierung der installierten Leckdetektionssysteme sichergestellt sein. Darüber hinaus muss auch das Abfahren der Anlage bei einem entsprechenden auf der Warte angezeigten Wert vorgeschrieben werden.

Alternativ zu Schritt 2 kann nach /KTA 12a/ auch ein „Leckausschluss“ nachgewiesen werden, falls der Leckmassenstrom aufgrund geringer Rissbeanspruchungen nicht ausreichend groß und dementsprechend das rechnerische Ermüdungs-Risswachstum gering ist. In diesem Falle muss die rechtzeitige Erkennung des Risses durch wiederkehrende Prüfungen sichergestellt werden.

Da bei dem ersten Schritt die zyklischen Beanspruchungen im Betrieb maßgeblich sind, im zweiten Schritt aber die maximalen Beanspruchungen im Störfall, sind diese beiden Nachweise praktisch unabhängig voneinander. Bei einer gängigen Vorgehensweise des deutschen Anlagenherstellers werden allerdings beide Nachweise miteinander verknüpft, in dem die Berechnung des Risswachstums für den Anriss so lange fortgeführt wird, bis dieser die Wand durchdringt, auch wenn dies sehr lange Zeiten beansprucht, die weit über die Betriebsdauer der Anlage gehen. Diese Berechnung wird für verschiedene Ausgangsrisslängen durchgeführt und soll zeigen, dass der wanddurchdringende Riss in jedem Falle eine unterkritische Länge hat, wodurch ein Leck-vor-Bruch-Verhalten gewährleistet ist, siehe **Bild 2-1**. Dieses Vorgehen erscheint durchaus plausibel, solange man davon ausgeht, dass Risswachstum in jedem Falle ähnlich wie bei der Ermüdung von der Spannungsintensität gesteuert wird.

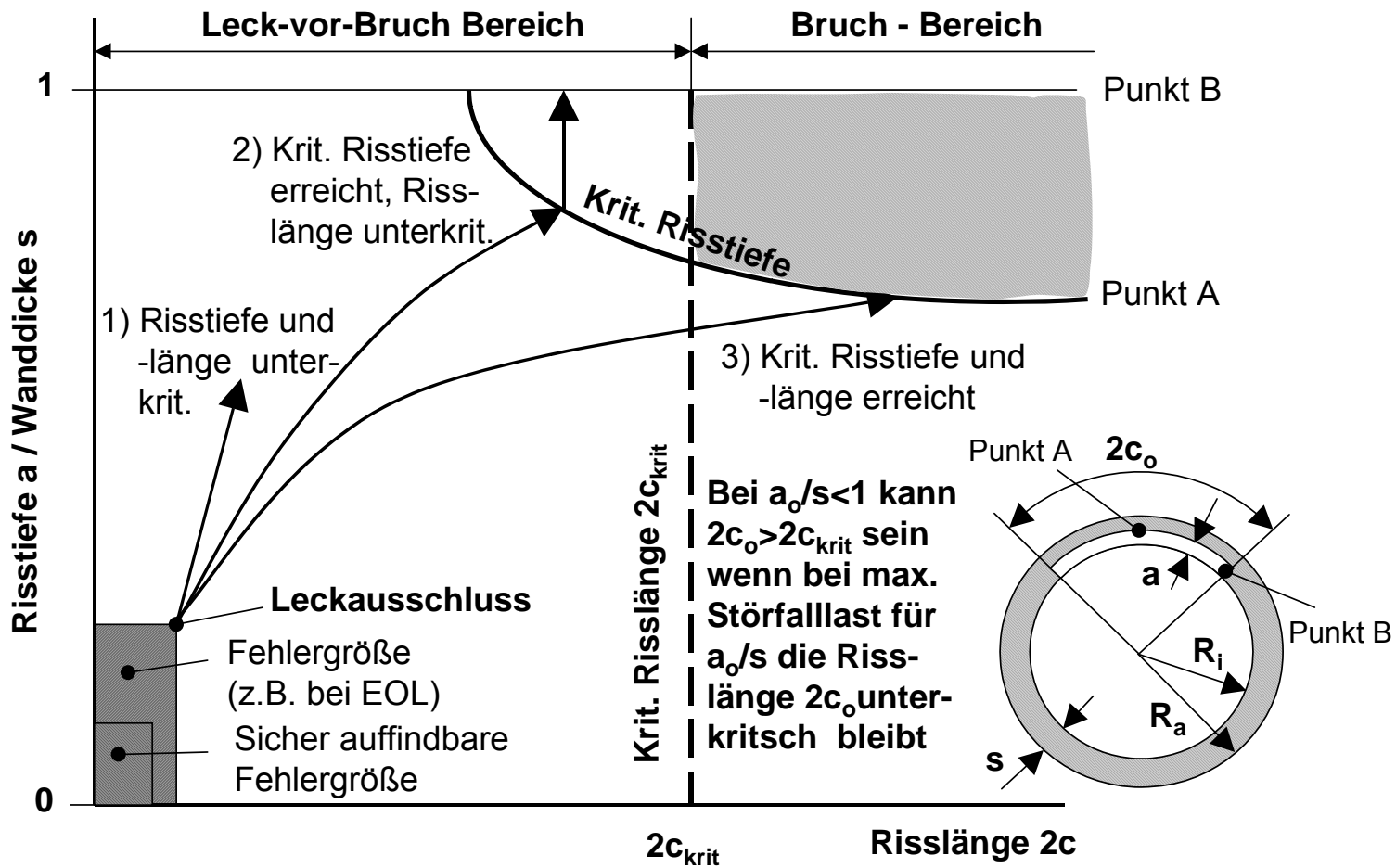


Bild 2-1 Prinzipielle Darstellung des Leck-vor-Bruch-Konzeptes (Pfad 1 und 2) sowie des Bruch-Bereiches (Pfad 3) /OTR 03/

Bei dem zurzeit vorgesehenen Vorgehen für die beiden oben beschriebenen Nachweisschritte sind nach /KTA 12a/ keine expliziten Sicherheitsfaktoren gefordert. Dies wird erstens damit begründet, dass es sich bei den Risspostulaten bereits um konservative bzw. sehr unwahrscheinliche Annahmen handelt. Zweitens werden für die weiteren Nachweisschritte wiederum konservative Vorgehensweisen verlangt. Dies entspricht nach Kenntnis der GRS grundsätzlich auch der Philosophie der in den Genehmigungsverfahren durchgeführten Nachweise. D. h. im Einzelnen:

- Der berechnete Rissfortschritt des postulierten Anrisses soll eher überschätzt werden (obiger Schritt 1). Damit soll sichergestellt werden, dass im Betrieb auf keinen Fall ein wanddurchdringender oder kritischer Riss entstehen kann.
- Der Leckmassenstrom aus der Öffnung des postulierten Durchrisses soll eher unterschätzt und die kritische Risslänge unter Störfallbedingungen wieder eher überschätzt werden (obiger Schritt 2). Damit soll sichergestellt werden, dass der Leckmassenstrom auf jeden Fall durch die Leckdetektion erkannt wird und die kritische Risslänge in jedem Falle noch einen Abstand zu der durch die Leckdetektion erkennbaren Risslänge hat.
- Für die Strahl- und Reaktionskräfte, die sich aus bruchmechanisch ermittelten Lecköffnungen für die Äußeren Systeme ergeben, wiederum Verfahren zu wählen sind, die die Lecköffnung und den daraus austretenden Massenstrom eher überschätzen. Damit soll sichergestellt werden, dass die für die Halterung, die Rückwirkung auf die Rohrleitung und die Auswirkungen auf die Umgebung zu berücksichtigenden Strahl- und Reaktionskräfte größer sind, als die durch die Leckerkennungssysteme erkennbaren Lecks, bei denen die Anlage abgefahren wird.

Damit unterscheidet sich die Vorgehensweise bei der Bewertung eines postulierten Anrisses von der von tatsächlich vorhandenen Fehlern nach /KTA 12a/. Grundsätzlich muss es sich hierbei um herstellungsbedingte Fehler handeln, da nach dem Bruchabschluss-Konzept keine Schädigungen auftreten dürfen. Diese Fehler sind durch einen in Länge und Tiefe einhüllenden Riss abzubilden. Das Risswachstum im Betrieb ist wie bei den postulierten Rissen zu berechnen. Aber die resultierende Rissgröße muss noch unter Beanspruchungen stabil bleiben, die sich durch festgelegte Sicherheitsfaktoren von 2,7; 2,4; 1,8 und 1,4 auf die primären Spannungen in den Beanspruchungsstufen A, B, C, D ergeben. Diese Sicherheitsfaktoren entsprechen denen für die Auslegung von fehlerfreien Komponenten.

2.4.3 Vereinfachte Nachweise für Sicherheits- und Hilfssysteme

In der Rahmenspezifikation Basissicherheit von 1979 (/RSK 96/, Anhang 2) werden schon vor der Einführung des Bruchausschlusses Kriterien genannt, bei deren Erfüllung für Rohrleitungen der Äußeren Systeme mit $DN \geq 50$ mm nur unterkritische Risse angenommen werden müssen. Dieses ist dann zulässig, wenn diese eine der folgenden Bedingungen erfüllen:

- Dauernder Einsatz als nieder-energetisches System ($T < 100^{\circ}\text{C}$ und $p < 20\text{bar}$)
- Betrieb als hochenergetisches System nur während kurzer Betriebsphasen ($< 2\%$)
- Niedriges Spannungsniveau bei betrieblichem Einsatz (Membranspannung < 50 MPa).

Diese Bedingungen werden typischerweise von Rohrleitungen einiger Sicherheits- und Hilfssysteme erfüllt. Diese Form der eingeschränkten Bruchannahmen wurde in der Rahmenspezifikation unter der Überschrift „Analysen aufgrund von Bruchannahmen“ eingeführt und zunächst nicht im Rahmen des Bruchausschluss-Konzepts betrachtet, da es sich nicht um hochenergetische Rohrleitungen handelt. Diese Kriterien sind sowohl in /SIA 12/, Anhang 2, Anlage 2 als auch in /KTA 12a/ übernommen und dabei in das Bruchausschluss-Konzept integriert worden. In KTA 3206 wurden obige Kriterien um die zusätzliche Anforderung ergänzt, dass der Erschöpfungsgrad für Ermüdung kleiner oder gleich 0,1 sein muss.

Die Einhaltung dieser Kriterien wird in KTA 3206 als vereinfachter Nachweis von Bruchausschluss betrachtet. Die Vereinfachung besteht dabei darin, dass für diese Rohrleitungen keine bruchmechanischen Nachweise geführt werden müssen, während alle anderen Anforderungen nach Integritätskonzept wie für andere Rohrleitungen anzuwenden sind. Auch für diese Rohrleitungen gilt, dass sie sich innerhalb des Reaktor Gebäudes befinden müssen, um einen Schutz gegen Einwirkungen von außen zu gewährleisten /SIA 12/.

2.4.4 Nachweise für Druckbehälter und Gehäuse

Sowohl für Druckbehälter, die praktisch nur durch Innendruck beansprucht werden, als auch für dickwandige Gehäuse von Pumpen und Armaturen, wird ein dem für Rohrleitungen analoger Nachweis eines erkennbaren stabilen Lecks als technisch wenig sinn-

voll angesehen. Vielmehr soll nach den vorliegenden Regelwerksentwürfen /SIA 13, KTA 12a/ nachgewiesen werden, dass anzunehmende Risse unter allen Belastungen nicht zu kritischen Größen anwachsen können.

Dabei wird es nicht als unbedingt notwendig erachtet, dass für jede Komponente ein spezifischer bruchmechanischer Nachweis geführt wird. Vielmehr werden für diese Komponententypen Kriterien genannt, bei deren Einhaltung von abdeckenden oder generischen Nachweisen Gebrauch gemacht oder auf einen bruchmechanischen Nachweis verzichtet werden kann:

- Wenn Druckbehälter nachweislich basissicher ausgeführt sind, nur bei Temperaturen in der Hochlage der Kerbschlagarbeit beansprucht werden und der Erschöpfungsgrad für Ermüdung kleiner oder gleich 0,1 ist, gilt ein Versagen durch duktilen Rissfortschritt als ausgeschlossen. Außerdem ist auch sprödes Versagen auszuschließen. Dies kann durch einen Vergleich mit repräsentativen Bauteilversuchen nachgewiesen werden. Diese Vorgehensweise dürfte für die meisten hochenergetischen Behälter innerhalb des Sicherheitsbehälters der in Betrieb befindlichen Anlagen in Deutschland zielführend sein.
- Wenn das Risswachstumspotenzial in Armaturen- und Pumpengehäusen durch das in den anschließenden Rohrleitungen abgedeckt wird, braucht für das Gehäuse kein eigener Nachweis geführt zu werden. Dabei wird davon ausgegangen, dass Armaturen- und Pumpengehäuse stets in einem Rohrleitungssystem eingebunden sind.
- Außerdem gelten auch für Druckbehälter und Gehäuse die im letzten Abschnitt genannten Kriterien für „niederenergetisch“, „kurzzeitig hochenergetisch“ und „niedrig beansprucht“ als ausreichend, um von einem bruchmechanischen Nachweis abzu- sehen. Bei Gehäusen sind diese Kriterien auf die anschließenden Rohrleitungen anzuwenden. Wie für Rohrleitungen gelten jedoch auch für diese Komponenten alle anderen Anforderungen des Integritätskonzepts.

Die grundsätzliche Forderung eines Nachweises, dass anzunehmende Risse unter allen Belastungen nicht zu kritischen Größen anwachsen können, ist vom Ansatz her analog dem Nachweis für den zylindrischen Bereich des RDB nach KTA 3201.2 (Regeländerungsentwurf von 2010) /KTA 10b/. Der „klassische“ Nachweis für den RDB muss zeigen, dass im zylindrischen Bereich Spröbruch ausgeschlossen werden kann. Dies wird nun auch für die anderen Behälter und Gehäuse gefordert. Der Weg des expliziten

Nachweises durch den Ausschluss der spröden Rissinitiierung von postulierten Rissen unter allen Beanspruchungen ist allerdings entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung des RDB für diesen strenger als für andere Behälter, für die auch ein Nachweis über den Vergleich mit Bauteilversuchen zugelassen wird (siehe oben, erster Spiegelstrich).

Darüber hinaus ist auch für den RDB der duktile Rissfortschritt unter den Beanspruchungen des bestimmungsgemäßen Betriebes auszuschließen und bei Störfällen auf geringfügiges Risswachstum zu begrenzen (siehe /SIA 13/ und KTA 3201.2, Kap. 7.9.1 (6)). Auch hier ist der Nachweis für andere Behälter analog, nur ist das Kriterium für das Risswachstum für andere Behälter weniger streng: Nach /SIA 13/ ist „ein Abstand zu kritischen Rissgrößen einzuhalten“.

Dabei ist zu beachten, dass sich der Anwendungsbereich der Spröbruchanalyse nach KTA 3201.2 auf den zylindrischen Bereich des RDB beschränkt. Das gilt auch für die im letzten Absatz beschriebene Begrenzung des duktilen Rissfortschritts. Für die anderen Bereiche des RDB wurde bisher, wie für die anderen Behälter, kein bruchmechanischer Nachweis gefordert. Diese anderen Bereiche werden jetzt in /SIA 13/ und KTA 3206 mit einbezogen und damit in das Bruchausschluss-Konzept integriert.

2.5 Eingeschränkte Bruchannahmen für Rohrleitungen

2.5.1 Anwendungsbereich in deutschen Anlagen

Der Bruchausschluss von Rohrleitungen wurde in allen deutschen Anlagen, aber zu unterschiedlichen Phasen von Auslegung, Errichtung und Betrieb und in unterschiedlichem Ausmaß angewandt:

- In den drei Konvoi-Anlagen wurde der Bruchausschluss schon in der Auslegungsphase einbezogen und auf den gesamten von den RSK-Leitlinien angesprochenen Bereich (Stand nach der Änderung 1984) angewandt.
- In den 90er Jahren wurde, basierend auf dem Beschluss von 1991, Bruchausschluss auf die Hauptkühlmittelleitungen aller deutschen Anlagen mit DWR sowie auch auf die meisten Frischdampf- und Speisewasserleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters der meisten Anlagen mit DWR und SWR angewandt. Einige der Frischdampf- und Speisewasserleitungen, insbesondere in SWR-Anlagen der Bau-

linie 69, waren vorher ausgetauscht worden und entsprachen der Rahmenspezifikation Basissicherheit.

- Zusätzlich wurde das Bruchausschluss-Konzept in vielen Anlagen auch auf andere Anschlussleitungen mit großem Durchmesser angewandt, soweit diese zur Druckführenden Umschließung gehörten, d. h. auf die Volumenausgleichsleitung und die Not- und Nachkühlleitungen bis zur ersten Abschlussarmatur.
- Die Anwendungen auf hochenergetische Rohrleitungen mit $DN < 200$ blieben nach Kenntnis der GRS Ausnahmefälle und beziehen sich nur auf wenige Anlagen.
- Die Anwendung der „vereinfachten Nachweise“ auf „niederenergetische“, „kurzzeitig hochenergetische“ oder „niedrig beanspruchte“ Rohrleitungen ist der GRS nur in Einzelfällen bekannt.

Die meisten der genannten Nachweise wurden im Rahmen von Aufsichts- oder Genehmigungsverfahren von den Behörden genehmigt. Die verwendeten Nachweise unterscheiden sich jedoch untereinander, abhängig von Antragsteller, Behörde und Zeitpunkt der Bearbeitung. In den letzten Jahren wurden in einigen Anlagen die Nachweise im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung (SÜ) aktualisiert und dabei überprüft, inwieweit der Bruchausschluss auch nach heutigem Stand gerechtfertigt wäre.

Für die in Betrieb befindlichen Anlagen liegen der GRS keine vollständigen Informationen über den Anwendungsbereich, die Art dieser Nachweise und das Ergebnis möglicher Überprüfungen im Rahmen der SÜ vor. Dies gilt im besonderen Maße für Rohrleitungen $DN < 200$ und die „vereinfachten Nachweise“. Es konnten nur die der GRS vorliegenden Informationen herangezogen werden, die im GRS-internen Dokumentationssystem TECDO enthalten sind.

Das Ergebnis der durchgeführten Auswertung ist in den **Tabellen 2-3** und **2-4**, jeweils für Anlagen mit DWR und SWR, zusammengefasst. Dabei erkannte Informationslücken betreffen insbesondere verschiedene Anlagen mit DWR, für die bei der GRS keine Informationen vorliegen, Gültigkeitsgrenzen der Nachweise für verschiedene Rohrleitungen sowie Informationen zu Rohrleitungen, bei denen eingeschränkte Bruchannahmen aufgrund „vereinfachter Nachweise“ in Anspruch genommen wurden.

Tabelle 2-3 Rohrleitungen mit eingeschränkten Bruchannahmen in deutschen Anlagen mit DWR

Anlage / System	Innerhalb der druckführenden Umschließung				Außerhalb der druckführenden Umschließung						
	Hauptkühlmittelleitung	Volumenausgleichsleitung	Not- und Nachkühlsystem	Abzweigende Leitungen	Frischdampfleitung	Speisewasserleitung	Zusatzboriersystem	Notspeisesystem	Not- und Nachkühlsystem	DE-Abschläm-mung	Sonstige Rohrleitungen
GKN-2	X		X ¹⁾		X ²⁾	X ²⁾	X ⁵⁾	X ⁵⁾		X ³⁾	
KKE	X		X ¹⁾		X ²⁾	X ²⁾	X ⁵⁾	X ⁵⁾		X ³⁾	
KKI-2	X		X ¹⁾		X ²⁾	X ²⁾	X ⁵⁾	X ⁵⁾		X ³⁾	
KKP-2	X				X ⁴⁾	X ⁴⁾					
KWG	X										
KBR	X		X ⁵⁾		X ⁴⁾	X ⁴⁾		X ⁵⁾		X ⁴⁾	
KKG											

X: eingeschränkte Bruchannahmen mit bruchmechanischer Bewertung

O: keine eingeschränkten Bruchannahmen

¹⁾ bis zur ersten Primärkreisabsperrarmatur, ²⁾ innerhalb Reaktorgebäude, ³⁾ innerhalb Reaktorsicherheitsbehälters,

⁴⁾ innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters bis zur ersten Absperrung außerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters,

⁵⁾ Grenze nicht bekannt

Leeres Feld: keine Informationen

Tabelle 2-4 Rohrleitungen mit eingeschränkten Bruchannahmen in deutschen Anlagen mit SWR

Anlage / System	Innerhalb der druckführenden Umschließung				Außerhalb der druckführenden Umschließung		
	Frischdampf- leitung	Speise- wasser- leitung	RDB- Druckent- lastungs- system	Sonstige Rohr- leitungen	Frischdampf- leitung	Speise- wasser- leitung	Sonstige Rohrlei- tungen
KRB-II-B	X ¹⁾	X ¹⁾	X ¹⁾				
KRB-II-C	X ¹⁾	X ¹⁾	X ¹⁾				

X: eingeschränkte Bruchannahmen mit bruchmechanischer Bewertung

O: keine eingeschränkten Bruchannahmen

¹⁾ DN > 200 mm

Leeres Feld: keine Informationen

2.5.2 Vergleich mit der Anwendung von Leak-Before-Break in den USA

Als Voraussetzung für die Anwendung von „Leak-Before-Break“ bzw. „Bruchabschluss“ sind eine sorgfältige Auslegung, die Wahl zäher Werkstoffe, sowie die Begrenzung von alterungsbedingten Veränderungen oder Schäden durch mögliche Schädigungsmechanismen zu gewährleisten. Dabei sind insbesondere auch mechanische und thermische Ermüdung, thermische oder dehnungsinduzierte Versprödung sowie Anfälligkeit gegen Korrosion zu beachten. Außerdem sind dynamische Überbeanspruchungen, z. B. durch Kavitation, Wasserhammer oder Wasserstoffexplosionen auszuschließen. Dadurch sollten Brüche so unwahrscheinlich werden, dass sie für die Auslegung nicht weiter betrachtet werden müssen.

In den USA führten diese Voraussetzungen im Wesentlichen dazu, dass der Anwendungsbereich von Leak-Before-Break auf Rohrleitungen der „Class 1“ (d. h. Rohrleitungen des Primärkreises) von Anlagen mit DWR beschränkt blieb und nur in Ausnahmefällen eine Anwendung auf Frischdampfleitungen in Anlagen mit DWR innerhalb des Containments zugelassen wurden. Als Anwendungsbeispiele werden in /NUR 02/ folgende Leitungen genannt (dort Durchmesserangaben in Zoll, hier gerundet in mm):

- Hauptkühlmittelleitungen ($\varnothing > 700$ mm)
- Volumenausgleichsleitungen ($\varnothing > 250$ mm)
- Nachkühlleitungen ($\varnothing \approx 200$ mm)
- Druckspeicher-Einspeiseleitungen ($\varnothing > 300$ mm)
- Hauptkühlmittel-Bypassleitungen ($\varnothing \approx 200$ mm)
- Notkühl-Einspeiseleitungen in die heißen und kalten Stränge ($\varnothing \approx 150$ mm)

Für Anlagen des DWR-Typs „Combustion Engineering, System 80+“ wurden neben den großen Rohrleitungen im Primärkreis ausnahmsweise auch Haupt-Frischdampfleitungen innerhalb des Containments einbezogen.

Für US-amerikanische Anlagen mit SWR sieht die US NRC wegen der Gefahr des Auftretens von (interkristalliner) Spannungsrisskorrosion die Voraussetzung für die Anwendung von „Leak-Before-Break“ als nicht erfüllt an. Für diese Anlagen wurde in keinem Fall die Anwendung von „Leak-Before-Break“ genehmigt. Außerdem wurde seit

2001 auch eine Anwendung für Anlagen mit DWR mit Mischnähten aus den Werkstoffen Alloy 82 und 182 nicht mehr neu zugelassen, da diese Werkstoffe als anfällig gegen interkristalline Spannungsrisskorrosion angesehen werden /NUR 02/. Damit könne die Bildung von umlaufenden Rissen, die potenziell auch zum Abriss einer Rohrleitung führen können, nicht ausgeschlossen werden.

Im Hinblick auf deutsche Anlagen ist zu berücksichtigen, dass diese wegen des anderen Werkstoffkonzepts von der Problematik der Spannungsrisskorrosion weniger betroffen sind als amerikanische Anlagen:

- In deutschen Anlagen mit DWR und SWR wurden ausschließlich stabilisierte austenitische Werkstoffe eingesetzt. Diese sind auch in SWR wesentlich weniger anfällig gegen Spannungsrisskorrosion. Rissbildungen sind bisher nur in unmittelbarer Nähe der Schmelzlinie von Schweißnähten in Fällen von unzureichendem Stabilisierungsverhältnis (das ist der Gehalt an den Stabilisierungselementen Titan oder Niob im Verhältnis zum Gehalt an Kohlenstoff) oder ungünstig ausgeführten Schweißnähten (überhöhte Wärmeeinbringung, Kerbwirkung durch Wurzelrückfall bei nicht beschliffenen Innenoberflächen) von SWR aufgetreten.
- Die großen Rohrleitungen von deutschen Anlagen mit DWR sind, im Gegensatz zu denen der meisten ausländischen Anlagen mit DWR, aus ferritischem Werkstoff gefertigt und daher nicht durch Mischnähte aus den Werkstoffen Alloy 82 und 182 mit den großen ferritischen Behältern und Pumpengehäusen verbunden. Die Mischnähte liegen hier zwischen der Hauptkühlmittelleitung und den abgehenden austenitischen Rohrleitungen. Diese sind jedoch in der Regel austenitisch plattiert und damit nicht im Kontakt mit dem Kühlmittel.

3 Analyse von Überwachungskonzepten in deutschen Kernkraftwerken

3.1 Aufgabenstellung und Vorgehensweise

Gemäß Atomgesetz muss in kerntechnischen Anlagen die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb getroffen sein. Die Grundlage für die „erforderliche Vorsorge“ wird im Rahmen der Planung, Auslegung und Errichtung gelegt. Weiterhin ist eine ständige betriebsbegleitende Kontrolle der geplanten und errichteten Qualität erforderlich. Diesem zweiten Aspekt wurde in Deutschland durch Festlegungen in den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren und dem KTA-Regelwerk Rechnung getragen, woraus sich das Prinzip der Anlagenüberwachung und Dokumentation mit den beiden wesentlichen Standbeinen wiederkehrende Prüfungen und Überwachung entwickelt hat.

Aufgabe und Ziel der Betriebsüberwachung aus sicherheitstechnischer Sicht ist es, den bei Auslegung, Herstellung, und Montage erreichten Qualitätszustand zur Gewährleistung der sicheren Funktion von aktiven Komponenten und der Integrität der druckführenden Wandung, z. B. des Primärkreises, abzusichern /SEI 93/. Weitere Einzelzielsetzungen in diesem Zusammenhang sind:

- Überprüfung der bei der Auslegung spezifizierten Lastkollektiva
- Erkennen von nicht ausreichend spezifizierten bzw. unbekanntem Belastungen
- Erkennen sonstiger relevanter Einflüsse und deren Auswirkungen.

Neben sicherheitstechnischen Aspekten ergeben sich durch die Betriebsüberwachung auch Vorteile wirtschaftlicher Art. So kann die Betriebsüberwachung zu einer Früherkennung von Schäden, Vermeidung von Folgeschäden und Optimierung von anlagen-spezifischen Fahrweisen führen und dadurch insgesamt einen Beitrag zur Verbesserung der Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit einer Anlage leisten. Darüber hinaus lassen sich durch die Betriebsüberwachung wichtige Erkenntnisse zu den realen Belastungen einschließlich ihres Verlaufs und ihrer Häufigkeit gewinnen, womit z. B. eine Ermittlung realer Erschöpfungsgrade möglich wird, d. h. die so gewonnenen Informationen können im Rahmen von Lebensdauerbewertungen herangezogen werden.

Gemäß /SEI 93/ können Überwachungsmaßnahmen nach unterschiedlichen Gesichtspunkten kategorisiert werden, wobei die Grenzen bei solchen Einteilungen fließend sind. So ist bezüglich der überwachten Anlagenbereiche eine Unterteilung nach globalen und lokalen Gesichtspunkten möglich. Im Hinblick auf ihren zeitlichen Einsatz ist auch eine Zuordnung der Überwachungsmaßnahmen zu einer während des Betriebs überwiegend kontinuierlichen oder einer diskontinuierlichen, meist während der Stillstandszeiten eingesetzten, Betriebsüberwachung sinnvoll. Abgesehen davon gibt es Überwachungsmaßnahmen, die darauf abzielen, bereits die Ursachen von potenziell möglichen Schädigungsmechanismen aufzuzeigen, während andere der Erkennung von bereits vorhandenen Schädigungen und Folgeschädigungen dienen. Im Betrieb eines Kernkraftwerkes sind Erstere von besonderer Bedeutung, da diese Potenzial für eine Vermeidung von Schädigungen mit sich bringen. Bei den übrigen Überwachungsmaßnahmen steht die Früherkennung beginnender oder fortschreitender Schädigungen im Vordergrund.

Ziel der durchgeführten Arbeiten war es, den anlagenspezifischen Status zur betrieblichen Überwachung der druckführenden Komponenten in deutschen Kernkraftwerken aufzubereiten und hinsichtlich seiner Wirksamkeit zu untersuchen. Der Fokus lag dabei auf in deutschen Kernkraftwerken zur kontinuierlichen Überwachung der Ursachen von potenziellen Schädigungen vorhandenen Einrichtungen, d. h. auf Einrichtungen zur Ermüdungsüberwachung sowie zur Überwachung wasserchemischer Parameter. Ergänzend wurden – im Sinne einer ganzheitlichen Betrachtung – weitere Überwachungseinrichtungen mit behandelt.

Für die vertieft betrachteten Einrichtungen werden in einem ersten Schritt die regulatorischen Anforderungen im kerntechnischen Regelwerk genannt und, soweit der GRS bekannt, der Stand ihrer Umsetzung in deutschen Kernkraftwerken aufgezeigt. In einem weiteren Schritt wird abschließend eine Bewertung der betrachteten Einrichtungen im Hinblick auf ihre Wirksamkeit vorgenommen.

3.2 Einrichtungen zur Ermüdungsüberwachung

In deutschen Kernkraftwerken kommen unterschiedliche Überwachungssysteme zum Einsatz, die je nach Aufgabenstellung im näheren oder weiteren Sinne von Bedeutung für die Ermüdungsüberwachung sind. Vorhandene Systeme zur Überwachung thermischer Wechselbeanspruchungen z. B. haben Potenzial für eine Vermeidung von Schä-

digungen infolge thermischer Ermüdung, indem bereits die Ursachen für thermische Ermüdung überwacht werden. Die Überwachung von mechanischen Wechselbeanspruchungen mittels Schwingungsüberwachung, aber auch von anderen Schädigungsmechanismen, die zu einer Änderung des Betriebsschwingungsverhaltens einer Komponente führen, dient der Früherkennung von sich anbahnenden bzw. bereits eingetretenen mechanischen Schädigungen, wodurch eine weitere Schadens eskalation vermieden werden kann. Lose Teile können mittels Körperschallüberwachung erkannt werden (siehe **Abschnitt 3.4.1**).

3.2.1 Überwachung thermischer Wechselbeanspruchungen

Diese Art der Ermüdungsüberwachung dient der Beurteilung des aktuellen Ermüdungszustandes von Komponenten und Systemen auf Basis messtechnischer Erfassung und Auswertung signifikanter thermischer Wechselbeanspruchungen. Grundlage der Ermüdungsüberwachung in deutschen Kernkraftwerken bildet die messtechnische Erfassung der Oberflächentemperaturen von Rohrleitungen. Hierzu ist in den einzelnen Kernkraftwerken an den ermüdungsrelevanten Stellen zusätzlich zur Standardinstrumentierung eine Vielzahl von Messebenen mit, je nach Zielsetzung, unterschiedlicher Anzahl von Messstellen eingerichtet.

Die Temperaturerfassung erfolgt in der Regel mit NiCr-Ni-Thermoelementen mit einem Durchmesser von 1 mm, die von außen an der ermüdungsrelevanten Stelle der Rohrleitung angebracht werden. Nach Kenntnis der GRS sind in den laufenden deutschen Anlagen Messebenen verschiedener Anbieter, darunter AMTEC, TÜV Rheinland, AREVA und IMC-Berlin im Einsatz. Die verschiedenen Messsysteme unterscheiden sich im Wesentlichen hinsichtlich der Art, mit der die Thermoelemente mit der Rohroberfläche in Berührung gebracht werden. Eine Bewertung der unterschiedlichen Messarten im Hinblick auf ihren Einfluss auf die Ermüdungsüberwachung wurde in /HOF 04/ durchgeführt.

Im Rahmen der durchgeführten Arbeiten wurde beispielhaft das von der Firma AREVA entwickelte Ermüdungsüberwachungssystem (Fatigue Monitoring System, FAMOS), welches in einer Reihe deutscher Anlagen zur Anwendung kommt, näher betrachtet (s. **Abschnitte 3.2.1.2** und **3.2.1.3**).

3.2.1.1 Regelwerksanforderungen

Im Hinblick auf die Überwachung der thermischen Ermüdung ist gemäß KTA 3201.4 /KTA 10c/ sicherzustellen, dass zeitliche und örtliche ermüdungsrelevante Temperaturänderungen durch ein ausreichend dichtes Messstellennetz der Standardinstrumentierung erfasst werden. Bei der Auswahl der Messstellen sind Auswirkungen aus der Fahrweise (geringe Massenströme, indifferente Druckverhältnisse, Schaltvorgänge, Temperaturdifferenzen) und der Konstruktion (Rohrleitungsverlegung, Absperrfunktion bei Armaturen) zu berücksichtigen. Besteht die Möglichkeit von Temperaturschichtung, dann sind die Temperaturmessstellen so anzuordnen, dass alle maßgeblichen Belastungsgrößen über dem Rohrleitungsquerschnitt und entlang des Rohrleitungsstranges erfasst werden können. Des Weiteren enthält die KTA 3201.4 Festlegungen in Bezug auf die Bewertung der mittels Ermüdungsüberwachung erhaltenen Ergebnisse.

Derzeit befindet sich eine DIN-Norm /DIN 13/ zur betriebsbegleitenden Ermittlung von thermischen Belastungen in kerntechnischen Anlagen in der Erarbeitung. Die neue DIN-Norm soll Anforderungen an das Betriebsüberwachungssystem, dessen Inbetriebsetzung, die Durchführung der Überwachung und die Dokumentation festlegen.

3.2.1.2 Überwachung thermischer Wechselbeanspruchungen mittels FAMOS

Das von der Firma AREVA entwickelte FATigue MOnitoring System (FAMOS) dient der Bestimmung / Messung der realen lokalen thermischen Belastungstransienten an den ermüdungsrelevanten Stellen der Druckführenden Umschließung im Primär- und Sekundärkreis /RUD 12/. Dabei werden die folgenden Einzelziele verfolgt:

- Bestimmung des Ermüdungszustands der am stärksten beanspruchten Komponenten
- Identifizierung von in Bezug auf Ermüdung ungünstigen Fahrweisen
- Schaffung einer Grundlage für Ermüdungsanalysen auf Basis realistischer Betriebslasten.

Die benötigten Messgrößen werden entweder lokal durch eine FAMOS-eigene Sonderinstrumentierung im Bereich des relevanten Bauteils oder aber global unter Rückgriff auf die Betriebsmessstellen („Standardinstrumentierung“) erfasst. Typische betriebliche Parameter der Standardinstrumentierung sind Mediumdruck und -temperatur sowie die

Stellung von Armaturen etc., die in verschiedenen Bereichen der zu überwachenden Systeme überwacht werden.

Mittels der Sonderinstrumentierung können insbesondere von den Systemspezifikationen abweichende und nicht spezifizierbare Transienten, wie z. B. Temperaturschichtvorgänge, erfasst werden. Hierzu werden an den ermüdungsrelevanten Stellen über zusätzliche auf der Rohraußenseite angebrachte Thermolemente die Temperaturtransienten gemessen.

Die Auswahl der FAMOS-Messstellen erfolgt anlagenspezifisch nach vorausgehender Untersuchung der Systemlandschaft der betreffenden Anlage nach ermüdungsrelevanten Stellen. In einem 4-Loop-Druckwasserreaktor werden auf diese Art üblicherweise bis zu 50 ermüdungsrelevante Messstellen identifiziert. In **Bild 3-1** sind exemplarisch typische Orte für die FAMOS-Instrumentierung für eine 4-Loop-DWR-Anlage angegeben. Demnach befinden sich die Messstellen mehrheitlich an den Hauptkühlmittelleitungen, der Volumenausgleichsleitung, den Druckhaltersprühleitungen und den Speisewasserstutzen am Dampferzeuger.

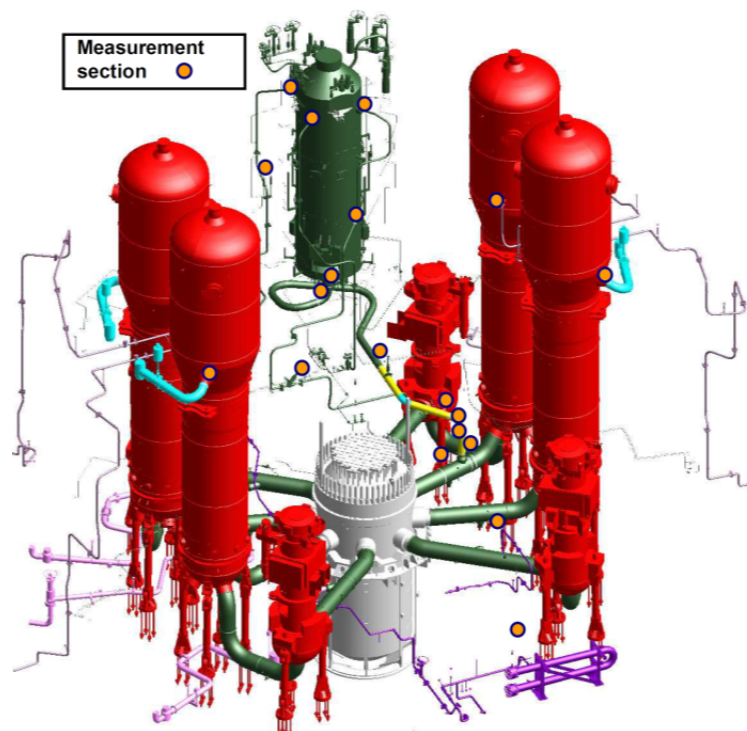


Bild 3-1 Typische Positionen für FAMOS-Messebenen am Beispiel einer 4-Loop-DWR-Anlage /RUD 12/

Im Hinblick auf den Aufbau der FAMOS-Instrumentierung wird zwischen den Ausführungen „FAMOS alt“ und „FAMOS neu“ unterschieden /HOF 04/. Der typische Aufbau der „FAMOS neu“-Instrumentierung an einer Messstelle ist in **Bild 3-2** dargestellt. Bei dieser Installationsart sind die NiCr-Ni-Thermoelemente mit kleinen Schellen auf einem breiten Spannband außen befestigt. Die Thermoelemente überkragen das Spannband nicht und werden mit einer Folie außen auf dem Spannband fixiert. Bei der Installation "FAMOS alt" werden die Thermoelemente ebenfalls mit kleinen Schellen auf einem Spannband vorbefestigt, wobei die Köpfe der Thermoelemente das Spannband überkragen. Diese werden mit einem zweiten Spannband auf die Rohroberfläche aufgepresst. In beiden Fällen wird die Installation durch eine robuste Schutzschelle vor Beschädigungen geschützt. Das Messband mit den Thermoelementen sowie die Schutzschelle werden von außen an die Rohrleitung angebracht und befinden sich unter der Isolierung.

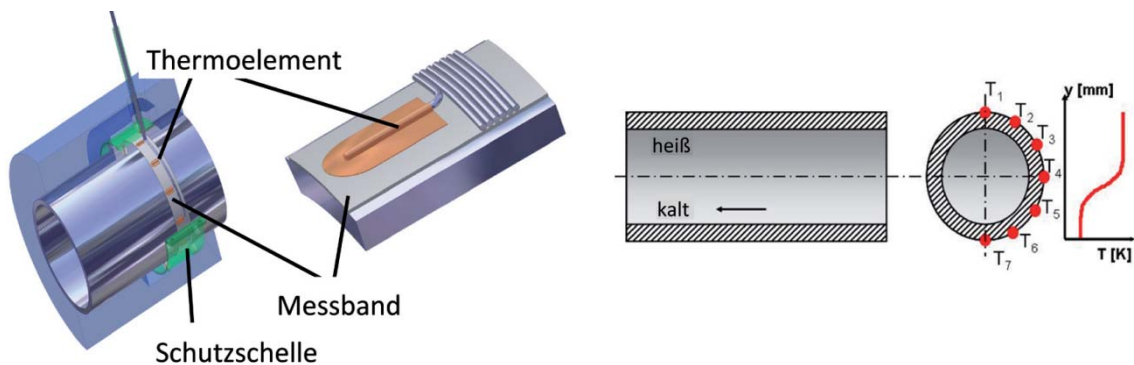


Bild 3-2 Implementierung einer „FAMOS neu“-Messebene an einer Rohrleitung /HEI 11/

Die spezielle FAMOS-Instrumentierung zur Erkennung thermischer Schichtung besteht aus sieben Thermoelementen über dem halben Rohrumfang. Mit dieser Anordnung von Thermoelementen kann der Temperaturverlauf als Funktion der Zeit und der vertikalen Koordinaten y aufgelöst werden. Im Falle angenommener Kolbenströmung ist die Applikation von lediglich zwei Thermoelementen (T_1 und T_7 gemäß **Bild 3-2**) ausreichend.

Die Installation von FAMOS-Messebenen erfolgt stets in einem gewissen Abstand zu den Schweißnähten, sodass eine Demontage der Messebene für die Ultraschallprüfung der Schweißnaht entfällt. Um den thermischen Einfluss auf die Temperaturmessung so gering wie möglich zu halten, ist darüber hinaus ein Mindestabstand zu dickwandigen Komponenten wie z. B. Behälterstützen einzuhalten. In der Praxis bedeutet das, dass

ausgehend von der an der Außenoberfläche gemessenen Temperatur zunächst die Temperatur an der Innenoberfläche zu berechnen ist und dieses Ergebnis anschließend an die ermüdungsrelevante Stelle zu überführen ist.

Je nach Kundenwunsch wird FAMOS entweder als autarkes Stand-Alone-System oder aber als vollständig in die Anlagenleittechnik integriertes System installiert. Notwendige Voraussetzung für die Integration von FAMOS in die Leittechnik ist das Vorhandensein eines passenden Prozessleitsystems. In diesem Fall muss der gesamte elektronische Teil von FAMOS auf diese Prozessleittechnik abgestimmt werden. Beide Varianten führen in Bezug auf die Ermüdungsbewertung zu gleichwertigen Resultaten.

3.2.1.3 FAMOS-Einrichtungen in deutschen Anlagen

Gemäß AREVA /ERL 12/ sind in allen noch laufenden deutschen DWR-Anlagen FAMOS-Messebenen installiert. Hinsichtlich des Überwachungsumfangs (Anzahl der Messebenen), der FAMOS-Version und der Verwendung von FAMOS-Messdaten liegen jedoch anlagenspezifische Unterschiede vor.

In den Konvoi-Anlagen KKI-2, GKN-2 und KKE ist „FAMOS alt“ installiert, wobei in KKI-2 derzeit eine Umrüstung auf „FAMOS-neu“ erfolgt, die planmäßig in 2013 abgeschlossen sein soll /ERL 12/. In GKN-2 wurden die vorhandenen FAMOS-Messebenen ab Mitte der 90er Jahre um weitere Messebenen des AMTEC-Systems ergänzt, sodass in dieser Anlage insgesamt ca. 100 Messebenen zur Ermüdungsüberwachung vorhanden sind. Auch in KKP-2 sind neben FAMOS-Messebenen zusätzliche Messebenen von AMTEC installiert. In KBR dagegen sind zusätzliche Messebenen von IMC-Berlin vorhanden. Gegenwärtig ist FAMOS in den meisten Anlagen in die bestehende Anlagenleittechnik integriert. Z. T. erfolgte diese Integration nachträglich durch Umrüstung. Unterschiede liegen auch hinsichtlich der Frequenz der Datenerfassung vor, wobei FAMOS-neu eine 1-s-Taktung gegenüber der 10-s-Taktung von FAMOS-alt aufweist.

Über die Verwendung der mittels FAMOS gewonnenen Daten liegen nur wenige Informationen vor. In manchen Anlagen wird jährlich eine vereinfachte Ermüdungsanalyse gemäß der 1. Stufe des AREVA Fatigue Concepts (AFC) /RUD 12/ durchgeführt. In KKI-2 wird im Rahmen der PSÜ eine Ermüdungsanalyse gemäß der 3. Stufe des AFC für ausgewählte Komponenten durchgeführt. Gemäß AREVA-Angaben ist die 2. Stufe des AFC bislang in deutschen Anlagen nicht etabliert. Sie wurde jedoch in einem Einzelfall für die Ermüdungsbewertung der VAL-Stützen der Anlage KKG durchgeführt.

3.2.2 Überwachung mechanischer Wechselbeanspruchungen

Die Überwachung mechanischer Wechselbeanspruchungen erfolgt mit Hilfe von Schwingungsüberwachungssystemen. Schwingungsüberwachungssysteme sind betriebliche Informationssysteme und dienen dem Zweck, sich anbahnende mechanische Schäden z. B. infolge Ermüdung so rechtzeitig an einem geänderten Betriebs-Schwingungsverhalten zu erkennen, dass rechtzeitig vor Eintritt eines größeren Versagens geeignete Maßnahmen eingeleitet werden können. In diesem Sinne kann die Schwingungsüberwachung zur Schadensfrüherkennung beitragen und dadurch die Verfügbarkeit und Sicherheit von Kernkraftwerken erhöhen.

Schwingungsüberwachungssysteme werden vorrangig an Primärkreis Komponenten von DWR-Anlagen, insbesondere am Reaktordruckbehälter mit seinen Kerneinbauten, eingesetzt.

3.2.2.1 Regelwerksanforderungen

Anforderungen an die Schwingungsüberwachung von Primärkreis Komponenten sind in der KTA 3201.4 /KTA 10c/ festgelegt. Demnach ist über die Notwendigkeit einer Schwingungsüberwachung während des Betriebs einer Anlage anhand der Ergebnisse der Schwingungsmessungen während der Inbetriebnahme in Verbindung mit einer rechnerischen Überprüfung sowie unter Berücksichtigung der Betriebserfahrungen vergleichbarer Anlagen zu entscheiden. Ist die Notwendigkeit einer Schwingungsüberwachung gegeben, so ist die Überwachung auf Veränderungen des Betriebsverhaltens an repräsentativen Stellen des Primärkreises durchzuführen. Wird eine Schwingungsüberwachung während des Betriebs durchgeführt, sind folgende Randbedingungen zu beachten:

- Die Überwachung ist auf Veränderungen des Schwingungsverhaltens an repräsentativen Stellen des Primärkreises auszurichten.
- Die Schwingungsüberwachung muss jederzeit durchführbar sein. Sie darf diskontinuierlich erfolgen.
- Je Brennelement-Zyklus sind mindestens zwei Messungen erforderlich. Davon ist eine Messung unmittelbar nach dem Brennelement-Wechsel und eine vor dem folgenden Brennelement-Wechsel bei stationärem Betrieb der Anlage durchzuführen.

- Fällt die Schwingungsüberwachung wegen teilweisen oder vollständigen Versagens der Messeinrichtungen aus, darf die Wiederinbetriebnahme der Messeinrichtungen spätestens bis zum nächstfolgenden planmäßigen Anlagenstillstand verschoben werden.

Die Schwingungsüberwachung des Sekundärkreises sowie äußerer Systeme hat gemäß KTA 3211.4 /KTA 12b/ mittels festgelegter, regelmäßiger Kontrollgänge des Betriebspersonals zu erfolgen.

Für RDB-Einbauten wird in den RSK-Leitlinien /RSK 98/ gefordert, das Schwingungsverhalten durch geeignete Messungen schon während der Inbetriebnahme der Anlage zu untersuchen. Die Messungen sollten auch während der Betriebszeit der Anlage wiederholt werden können. Eine entsprechende Forderung findet sich auch in der KTA 3204 /KTA 08/.

Bei DWR-Anlagen sind die Anforderungen an das Schwingungsüberwachungssystem, der Umfang der Überwachung der Reaktoranlage und die wiederkehrenden Prüfungen des Systems in DIN 25475-2 /DIN 01/ festgeschrieben. Eine entsprechende Norm für SWR-Anlagen existiert nicht.

3.2.2.2 Prinzip der Schwingungsüberwachung

Die Grundlage der Schwingungsüberwachung wird in /SUN 00/ beschrieben: Während des bestimmungsgemäßen Betriebes vollführen Komponenten des Primärkreises Schwingungen, die von der Umwälzung des Kühlmittels und den damit verbundenen Strömungsvorgängen bzw. Wirbelablösungen entlang des Strömungspfad es oder durch Restunwuchten von Pumpen bzw. den beim Pumpvorgang erzeugten Druckfluktuationen herrühren. Die Schwingungsüberwachung macht sich den Umstand zu Nutze, dass sich erste Anzeichen für einen beginnenden Schaden als Veränderung von Spektralkomponenten oder als Erhöhung der Schwingungsamplitude gegenüber dem ungestörten Schwingungsverhalten bemerkbar machen.

In deutschen DWR-Anlagen wird das Schwingungsverhalten durch Messwertaufnehmer im Containment und Datenaufbereitungs- und Analyseeinheiten im Wartennebenraum erfasst. In **Bild 3-3** sind die Positionen von externen Schwingungsaufnehmern gemäß DIN 25475-2 /DIN 01/ für das Beispiel einer 4-Loop-DWR-Anlage dargestellt.

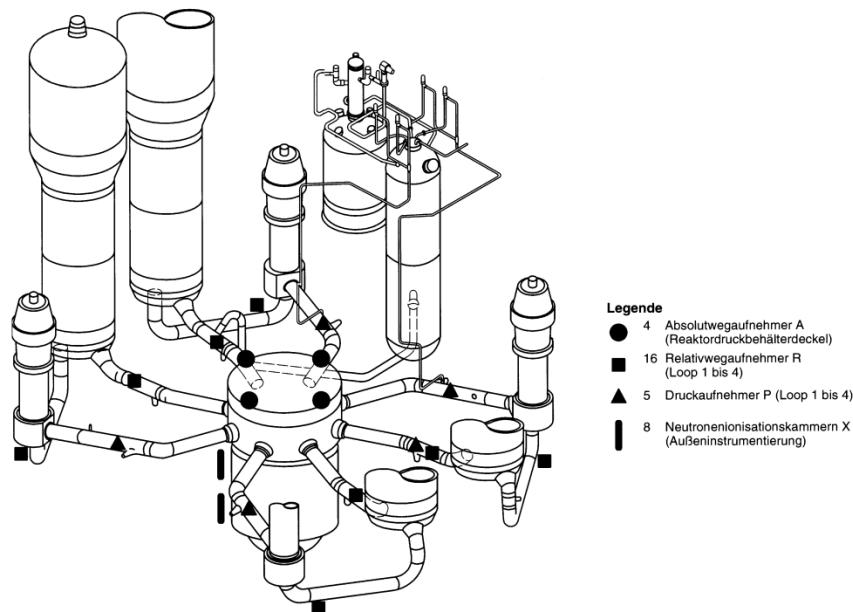


Bild 3.3 Anordnung der Aufnehmer am Beispiel einer 4-Loop-DWR-Anlage gemäß /DIN 01/

Die Absolutbewegungen des RDB in Vertikalrichtung werden durch vier unter 90° am Umfang des RDB-Deckelflansches angeordneten seismischen Schwingungsaufnehmern gemessen. Diese sind auch in der Lage Schwingungen der RDB-Einbauten zu erkennen.

Relativbewegungen der Hauptkühlmittelleitungen gegenüber dem Gebäude werden über induktive Wegaufnehmer mit Tastspitze gemessen. Die Messpunkte befinden sich an den Einlaufkrümmern der Hauptkühlmittelleitungen (8 Aufnehmer) und dem Rohrleitungsabschnitt zwischen RDB und DE jedes Loops (8 Aufnehmer).

Druckfluktuationen des Hauptkühlmittels werden mit auswechselbaren piezoelektrischen Druckaufnehmern in vier Eintrittsleitungen und einer Austrittsleitung erfasst. Die Druckaufnehmer sind direkt, d. h. ohne Druckentnahmeleitungen, in die Hauptkühlmittelleitungen eingesetzt und als Teil der DFÜ entsprechend ausgelegt. Die Druckaufnehmer liefern primär Informationen zu hydraulischen Phänomenen wie z. B. Fluidresonanzen. Darüber hinaus können Aufnehmer im kalten Strang Informationen über die Hauptkühlmittelpumpen und Anregungen für die RDB-Einbauten, der Aufnehmer im heißen Strang Informationen über die Schwingungsantwort der RDB-Einbauten liefern.

Da aus sicherheitstechnischen Überlegungen möglichst keine zusätzlichen Messfühler innerhalb der druckführenden Komponenten anzubringen sind, müssen für die Über-

wachung der RDB-Einbauten indirekte Messverfahren zum Einsatz kommen. In der Praxis macht man sich die in Fluktuationen der Neutronenflussdichtesignale der Kernaußeninstrumentierung enthaltenen Informationen über mechanische Schwingungen im RDB zu Nutze. Die Abbildung der Schwingungen beruht dabei beispielsweise auf Änderungen der Neutronenflussdichte am Detektorort aufgrund der schwingungsbedingten Wasserspaltänderung zwischen Kernbehälter und RDB. Der für die Überwachung benötigte Frequenzbereich wird aus den Signalen des Neutronenflussmesssystems für den Leistungsbereich ausgekoppelt und analysiert.

Teilweise wurde, ausgelöst durch Schäden an Hauptkühlmittelwellen, eine Wellenschwingungsinstrumentierung in das Überwachungskonzept integriert. Dazu wurden pro Pumpe oberhalb des Dichtungsgehäuses zwei Aufnehmer zur Erfassung des Schwingungsverhaltens der Welle relativ zum Gehäuse installiert.

3.2.2.3 Einrichtungen zur Schwingungsüberwachung in deutschen Anlagen

Nach Kenntnis der GRS ist in allen laufenden deutschen DWR-Anlagen das Schwingungsüberwachungssystem SÜS 95 der Firma Siemens/KWU installiert. In Bezug auf die Messhäufigkeit herrscht kein einheitlicher Standard. Die Messungen mit dem Schwingungsüberwachungssystem werden diskontinuierlich, zyklisch wiederkehrend oder aus aktuellem Anlass durchgeführt. Beim Ansprechen von erhöhten Werten werden die entsprechende Fachabteilung und ggf. externe Spezialisten eingeschaltet. Darüber hinaus haben kurzfristig ablaufende Schadensentwicklungen, insbesondere an Hauptkühlmittelwellen, zur Entwicklung eines quasi kontinuierlichen Überwachungssystems, dem sogenannten COMOS (Condition Monitoring System), geführt. COMOS stellt ein Auswerte- und Dokumentationssystem zur Schwingungsüberwachung dar und erlaubt eine Verfolgung des Anlagenverhaltens über den gesamten Überwachungszeitraum sowie Detailauswertungen im Bedarfsfall. Nach Kenntnis der GRS kommt COMOS derzeit nur noch in den Anlagen KKI-2 und GKN-2 zum Einsatz. In der Vergangenheit wurde COMOS in weiteren süddeutschen Anlagen verwendet.

Für die SWR-Anlagen sind Schwingungsüberwachungssysteme nicht obligatorisch. Untersuchungen zur Übertragbarkeit der bei DWR-Anlagen praktizierten Schwingungsüberwachung auf Siedewasserreaktoren haben ergeben, dass die für DWR entwickelten Verfahren nicht unmittelbar auf SWR-Anlagen übertragen werden können.

3.3 Einrichtungen zur Überwachung wasserchemischer Parameter

Die Einstellung der Wasserqualität in deutschen Kernkraftwerken orientiert sich an den Vorgaben der VGB-Wasserrichtlinie /VGB 06/, wobei auch anlagenspezifische Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung Berücksichtigung finden. Wesentliches Ziel der Wasserchemie in Kernkraftwerken ist es, Korrosion einschließlich seiner Folgeerscheinungen zu vermeiden. Im Primärkreis von DWR-Anlagen wird beispielsweise eine Minimierung bzw. vollständige Vermeidung folgender Effekte angestrebt:

- Metallabtrag durch Korrosion
- Selektive Korrosion
- Ablagerung von Korrosionsprodukten an den Wärmeübergangsflächen
- Kontamination des Primärkreises durch Transport aktivierter Korrosionsprodukte.

Die Chemie des Sekundärkreislaufes von DWR-Anlagen wird im Wesentlichen durch die Art der Dampferzeugerbohrung bestimmt. In deutschen Anlagen hat sich die AVT-Fahrweise mit hohen pH-Werten bewährt. Die AVT-Fahrweise zeichnet sich durch eine weitgehende Unterbindung von Erosionskorrosion und Minimierung der Eisenoxidkonzentration im Speisewasser aus. Dadurch wird, im Vergleich zur früher praktizierten Phosphat-Fahrweise, die Ablagerung von Korrosionsprodukten auf dem Rohrboden deutlich reduziert, was früher als Auslöser für den Schädigungsmechanismus Wastage (Flächenkorrosion) an den Dampferzeugerheizrohren angesehen wurde.

Die Wasserchemie bei SWR-Anlagen wird wesentlich durch die Anforderungen an das Reaktorspeisewasser bestimmt. Durch die spezifizierte Wasserchemie soll Korrosion im Reaktor und im gesamten Kreislauf unterbunden, Ablagerung an den Brennelementen weitestgehend vermieden und der Aktivitätsaufbau minimiert werden. Ein wichtiger zu kontrollierender Parameter ist der Sauerstoffgehalt im Speisewasser.

Um die Einhaltung der spezifizierten Wasserchemie zu kontrollieren ist eine kontinuierliche Überwachung der Betriebsmedien notwendig. Hierzu sind in deutschen Kernkraftwerken Einrichtungen zur Probenahme aus verschiedenen Systemen installiert. Im Folgenden werden beispielhaft die vorhandenen Einrichtungen für die Probenahme aus dem Kontrollbereich von DWR-Anlagen sowie aus dem Wasser-Dampf-Kreislauf von SWR-Anlagen mit Augenmerk auf die Überwachung korrosionsrelevanter wasserchemischer Parameter beschrieben.

3.3.1 Regelwerksanforderungen

Gemäß KTA 3201.4 /KTA 10c/ bzw. KTA 3211.4 /KTA 12b/ sind die Ursachen betrieblicher Schädigungsmechanismen zu überwachen und vorausschauend zu bewerten, um die Einhaltung der erforderlichen Komponentenqualität sicherzustellen. Da die Ursachen betrieblicher Schädigungsmechanismen in einer ungeeigneten Wasserqualität begründet sein können, wird in der KTA 3201.4 /KTA 10c/ weiter gefordert, die Wasserqualität im Primär- und Sekundärkreis zu überwachen und zu dokumentieren. Die einzuhaltenden chemischen und physikalischen Werte der primär- und sekundärseitigen Wasserqualität sowie die Häufigkeit der Messungen sind vom Ersteller der Reaktoranlage anzugeben und in das Betriebshandbuch aufzunehmen. Abweichungen von den einzuhaltenden chemischen und physikalischen Werten sind gemäß einer in KTA 3201.4 /KTA 10c/ festgelegten Vorgehensweise zu bewerten.

Weitere Festlegungen im Hinblick auf die Überwachung der Wasser- / Dampfqualität in äußeren Systemen sind in der KTA 3211.4 /KTA 12b/ getroffen. Demnach ist die Wasser- / Dampfqualität zu überwachen und zu dokumentieren. Aufgrund wasserchemischer Festlegungen hat die Überwachung auf Einhaltung von Grenzwerten durch Analysen zu erfolgen. Entnahmeort, einzuhaltende chemische und physikalische Werte sowie die Häufigkeit der Messungen sind vom Ersteller der Reaktoranlage anzugeben und in das Betriebshandbuch aufzunehmen. Abweichungen von den einzuhaltenden chemischen und physikalischen Werten sind gemäß einer in KTA 3201.4 /KTA 10c/ festgelegten Vorgehensweise zu bewerten.

3.3.2 Überwachung der Wasserchemie in Anlagen mit DWR

3.3.2.1 Überwachung der Wasserchemie im nuklearen Bereich

Zur Überwachung der Wasserqualität des Reaktorkühlsystems und der damit in Verbindung stehenden Systeme sind in allen deutschen DWR-Anlagen „Nukleartechnische Probeentnahmesysteme“ installiert. Diese sind auch in der Lage, Gase aus verschiedenen Kreisläufen und Behältern zur chemischen und radiochemischen Untersuchung zu entnehmen. Je nach Anforderung und Wichtigkeit erfolgt die Analyse kontinuierlich mit direkt oder indirekt arbeitenden Messgeräten und diskontinuierlich im Radiochemielabor. Die so ermittelten Analysewerte werden zur chemischen und radiochemischen Bewertung der betreffenden Kreisläufe herangezogen. Die einzuhaltenden was-

serchemischen Grenz- und Richtwerte sind systemspezifisch und, sofern relevant, auch in Abhängigkeit des Anlagenzustandes mit entsprechenden Probeentnahmeintervallen versehen im BHB festgelegt. Exemplarisch soll die Überwachungspraxis im Folgenden am Beispiel der Anlage GKN-2 für den Reaktorkühlkreislauf im Leistungsbetrieb erläutert werden.

Das nukleartechnische Probeentnahmesystem der Anlage GKN-2 unterteilt sich in die zwei Bereiche zentrale Probenahme und örtliche Probenahme. Über die zentrale Probenahme wird Primärmedium aus dem Hauptkühlmittelrohrleitungssystem, Volumenregelsystem, Hauptkühlmitteldruckhaltesystem und den Nachkühlkreisläufen entnommen und nach Kühlung und Druckreduzierung in das Labor überführt. Die eigentliche Probenahme für chemische und radiochemische Untersuchungen erfolgt im Labor in zwei Isotopenabzügen. Kontinuierlich gemessen und registriert werden der Borsäuregehalt im Hauptkühlmittelrohrleitungssystem oder im nuklearen Nachwärmesystem sowie der Sauerstoffgehalt im Hauptkühlmittel- und Druckhaltesystem oder im Volumenregelsystem.

Die Messung (Titration) des Borsäuregehalts erfolgt normalerweise etwa alle 7 min im Borsäuremessgerät. Zwischen zwei Titrationsmessungen kann jedoch eine frei wählbare Wartezeit bis 6 h eingestellt werden. Die Messgröße wird durch potentiometrische Titration auf ein vorgewähltes Endpunktpotential ermittelt. Der Titrationsablauf wird durch eine programmierbare Steuerung geregelt. Das Gerät hat die zwei wählbaren Messbereiche 0-1500 ppm Bor und 1100-2600 ppm Bor. Der Messwert wird auf einem Schreiber registriert.

Zur Messung des Sauerstoffgehalts im Primärkühlmittel wird kontinuierlich ein Probenstrom meist aus dem Volumenregelsystem hinter den HD-Förderpumpen entnommen und in einem Sauerstoffmessgerät gemessen. Das kontinuierliche Messverfahren des Sauerstoffmessgerätes arbeitet auf elektrochemischer Basis. Die Messzelle liefert einen Strom, dessen Stärke ausschließlich von dem im Elektrolyten gelösten Sauerstoff abhängt. Mit Hilfe eines Nachverstärkers kann das Messgerät direkt in $10^{-6} \text{ g}_{\text{O}_2}/\text{l}_{\text{H}_2\text{O}}$ geeicht werden. Die Eichung erfolgt elektrolytisch. Ergänzend zur kontinuierlichen Sauerstoffmessung können zusätzlich die Gasgehalte diskontinuierlich mittels eines Gaschromatographen bestimmt werden.

Neben der zentralen Probeentnahme sind örtliche Probeentnahmestellen im Reaktorhilfsanlagengebäude zur Probeentnahme aus folgenden Systemen installiert:

- Borsäure- und Deionateinspeisung
- Kühlmittelreinigung- und Entgasung
- Kühlmittelaufbereitung
- BE-Beckenreinigungssystem
- Systeme zur Behandlung und Lagerung radioaktiver Abwässer.

In GKN-2 wird zwischen Schlüsselparametern (Kontrollparametern), die die Gesamtsituation der Wasserchemie des Reaktorkühlkreislaufs bestimmen, und diagnostischen Parametern, die das Gesamtbild der Wasserchemie ergänzen, unterschieden. Zu den diagnostischen Parametern in GKN-2 gehören die Leitfähigkeit, der pH-Wert sowie die Borkonzentration. Schlüsselparameter für den Dauerbetrieb sind die Chlorid-, Lithium-7-, und Wasserstoffkonzentration. Für Schlüsselparameter sind Richtwerte und Grenzwerte systemspezifisch und, sofern relevant, auch in Abhängigkeit des Anlagenzustandes definiert.

Richtwerte (Normalbetriebswerte) sind Werte, die im ungestörten Anlagenbetrieb ohne weiteres erreicht werden. Bei Abweichungen besteht keine unmittelbare Gefährdung der eingesetzten Konstruktionswerkstoffe, es liegt jedoch ein Hinweis auf mögliche betriebliche Störungen vor. Fehlersuche und Gegenmaßnahmen sind einzuleiten.

Grenzwerte sind nur für Schlüsselparameter festgelegt und zwingend einzuhalten. Bei Abweichungen bestehen die Gefahr der Werkstoffkorrosion und deren Folgeerscheinungen. Eine sofortige Fehlersuche und Einleitung von Gegenmaßnahmen ist erforderlich. Drei Aktionsschwellwerte sollen dazu dienen, notwendige Maßnahmen bei Störungen (= Abweichungen vom Grenzwert) gestaffelt nach deren Schwere und Bedeutung einzuleiten. Die Aktionsschwellwerte leiten sich von den in der VGB-Wasserrichtlinie /VGB 06/ definierten Action Levels ab. Die mit ihnen verbundenen Maßnahmen orientieren sich ebenfalls an den Vorgaben der VGB-Wasserrichtlinie, wobei im Detail anlagenspezifische Unterschiede vorliegen können, die in der Regel restriktiver als die Vorgaben der VGB-Richtlinie sind. In **Tabelle 3-1** sind die Grenzwerte, Aktionsschwellwerte und Messintervalle für die Schlüsselparameter des Reaktorkühlkreislaufs von GKN-2 im Leistungsbetrieb aufgelistet.

Tabelle 3-1 Schlüsselparameter für das Wasser des Reaktorkühlkreislaufs im Leistungsbetrieb der Anlage GKN-2 /GKN 10/

Parameter	GW	Aktionsschwellwerte			Intervall
		1	2	3	
Chlorid [mg/kg]	0,1	> 0,1	> 0,2	> 1,0	1 x wöchentlich
Lithium-7 [mg/kg]	2,1	> 2,1	> 2,2	> 5,0	3 x wöchentlich
Wasserstoff [mg/kg]	2,0	< 2	< 1	< 0,5	3 x wöchentlich
	4,0	> 4	-	> 5	

3.3.2.2 Überwachung der sekundärseitigen Wasserchemie

Zur chemischen Überwachung der Wasserqualität der verschiedenen Systeme des Wasser-Dampf-Kreislaufs und der Hilfssysteme ist in allen deutschen DWR-Anlagen ein „Konventionelles Probeentnahmesystem“ installiert. Neben der chemischen Überwachung der Wasser- und Dampfqualität dient das „Konventionelle Probeentnahmesystem“ der Erkennung von Leckagen, Korrosionserscheinungen und Ablagerungstendenzen. Außerdem wird in bestimmten Systemen die Radioaktivität kontinuierlich überwacht. Die folgende Beschreibung des „Konventionellen Probeentnahmesystems“ orientiert sich am Beispiel der Anlage Brokdorf.

Zur Überwachung der vorgegebenen chemischen Wasser- und Dampf-Spezifikations- bzw. Richtwerte, sind überall dort, wo Veränderungen in der Zusammensetzung des Mediums eintreten können, Probenahmestellen bzw. Messeinrichtungen vorgesehen. Der größte Teil der Probeentnahmeeinrichtungen ist im Vollentsalzungsanlagegebäude bzw. im Reaktor-Hilfsanlagegebäude angeordnet. Weitere Probenahmeeinrichtungen sind im Versorgungsanlagegebäude, in den Kühlwasserbauwerken, im Kraftschlussbecken, im Kühlwassersammelkanal, im Kondensatreinigungsgebäude und im Maschinenhaus untergebracht. Die Einrichtungen im Vollentsalzungsanlagegebäude dienen der Probenahme aus folgenden Systemen: Frischdampfsystem, Hauptkondensatsystem, Speisewassersystem, verschiedene Bereiche des HD- und ND-Nebenkondensatsystems, An- und Abfahrssystem. Für im Labor durchzuführende Untersuchungen ist jeweils ein Proben-Entnahmestrang vorgesehen. Parallel dazu wird die Leitfähigkeit, meist kontinuierlich und hinter stark sauren Kationenaustauschern gemessen. Zusätzlich werden im Speisewasser der Sauerstoffgehalt und in einer Bypassleitung der Korrosionsprodukteinfall gemessen. Im Reaktorhilfsanlagegebäude befinden sich die Einrichtungen zur Probenahme aus den vier Dampferzeugern. Die kontinuierlich betriebenen Probenahmen zweigen aus den Abschlämmlösungen ab. Überwacht werden Leitfähigkeit, Aktivität und Chloridgehalt.

Zusätzlich besteht die Möglichkeit der Handprobenahme. Darüber hinaus sind weitere Probenahmeeinrichtungen zur Probenahme aus dem Deionatsystem, dem Heizwassersystem, dem Hilfsdampfsystem und der Hilfsdampferzeugung vorhanden. Zusätzlich sollen gemäß KTA1504 /KTA 07/ aus verschiedenen Kühlwässern und aus dem Maschinenhausabwasser Sammelmischproben gebildet werden. Dazu werden automatisch Proben aus dem Kühlwassereinlauf, dem Hauptkühlwasser-Rücklauf, dem Maschinenhausabwasser sowie aus dem gesicherten Nebenkühlwasser entnommen. Aus Systemen, bei denen keine hohen Drücke (< 10 bar) und Temperaturen (< 50 °C) herrschen, können über die Entlüftungs-, Entleerungs- oder Entwässerungsventile Wasserproben entnommen werden („örtliche Probenahme“). Dies betrifft vor allem die Hauptkühlwasser-, Nebenkühlwasser- und Zwischenkühlsysteme.

Die überwachten Parameter sind belegt mit Grenz (GW)-, Richtwerten (RW) und Messintervallen im BHB festgeschrieben. Beispielhaft sind in **Tabelle 3-2** die überwachten Parameter für das Speisewassersystem, Hauptkondensatsystem und die DE-Abschlammung der Anlage Brokdorf im Dauerbetrieb angegeben.

Tabelle 3-2 Überwachte Parameter der Wasserchemie des Speisewassersystems (SpWS), Hauptkondensatsystems (HKS) und der DE-Abschlammung (DE-A) in der Anlage Brokdorf im Dauerbetrieb /KBR 11/

	Parameter	RW	GW	Intervall
SpWS	Sauerstoff [mg/kg]	-	< 0,005	1 x wöchentlich
	pH-Wert (25 °C)	-	> 9,8	3 x wöchentlich
	Leitf. (25 °C) [µS/cm]	15-45	-	1 x wöchentlich
	Leitf. (25 °C) [µS/cm] ¹	< 0,2	-	kontinuierlich
	Hydrazin [mg/kg]	> 0,02	-	1 x wöchentlich
	Eisen [mg/kg]	< 0,01	-	1 x wöchentlich
	Ammoniak [mg/kg]	> 5	-	1 x wöchentlich
HKS ²	Leitf. (25 °C) [µS/cm] ¹	< 0,2	-	kontinuierlich
	Sauerstoff [mg/kg]	< 0,02	-	2 x wöchentlich
	Leitf. (25 °C) [µS/cm]	15-45	-	kontinuierlich
DE-A	Leitf. (25 °C) [µS/cm] ¹	-	< 1	kontinuierlich
	Chlorid [mg/kg]	-	< 0,1	1 x wöchentlich
	Sulfat [mg/kg]	-	< 0,1	1 x wöchentlich
	Natrium [mg/kg]	-	< 0,1	kontinuierlich
	pH-Wert (25 °C)	> 9,5	-	1 x wöchentlich
	Kieselsäure [mg/kg]	< 0,1	-	1 x wöchentlich

¹ Hinter stark saurem Kationenaustauscher

² Hinter Hauptkondensatpumpen

3.3.3 Überwachung der Wasserchemie im Wasserdampfkreislauf einer SWR-Anlage

Die Überwachung der Wasserchemie im Wasserdampfkreislauf einer SWR-Anlage wird im Folgenden am Beispiel der Anlage KRB-II B/C behandelt. In der Anlage sind Probenahmeeinrichtungen installiert, mit denen aus verschiedenen Systemen Proben genommen werden, um die Reinheit bzw. die Zusammensetzung der Medien durch Laboruntersuchungen oder kontinuierliche Messungen zu kontrollieren.

Innerhalb des Kontrollbereiches sind für die folgenden Systeme Probenahmestellen mit kontinuierlichen Messungen vorgesehen:

- Speisewassersystem
- Frischdampfsystem
- Zusatzwassersystem
- Hauptkondensatsystem
- Reaktorwasserreinigungssystem
- Brennelementlagerbeckenreinigungssystem.

Zusätzlich sind weitere Einrichtungen für die Entnahme von Wasserproben für Laboruntersuchungen aus den Nebenkondensatsystemen und den nuklearen Zwischenkühlkreisen vorgesehen.

Die überwachten Medien werden anhand chemischer und physikalisch-chemischer Wasserwerte charakterisiert. In analoger Weise zur Anlage GKN-2 sind Kontrollparameter für die Bestimmung der Gesamtsituation der Wasserchemie für einen optimalen Betrieb der Anlagensysteme sowie Diagnoseparameter, die das Gesamtbild der eingestellten Wasserchemie ergänzen, festgelegt.

Beispielhaft sind in **Tabelle 3-3** die Kontrollparameter für das Reaktorwasser und das Reaktorspeisewasser bei Dauerbetrieb aufgelistet. Entsprechende Festlegungen sind auch für die Betriebszustände An- und Abfahren und Anlagenstillstand für alle zu überwachende Anlagenbereiche getroffen. Die geforderten Werte leiten sich von den Vorgaben der VGB-Wasserrichtlinie /VGB 06/ ab.

Tabelle 3-3 Kontrollparameter für das Reaktorwasser (RW) und Reaktorspeisewasser (RSpW) der Anlage KRB-II B/C im Dauerbetrieb /KRB 12/

	Parameter	NBW	Handlungsbedarf			Intervall
			Stufe 1	Stufe 2	Stufe 3	
RW	Leitf. (25 °C) [$\mu\text{S}/\text{cm}$]	$\leq 0,15$	$> 0,25$	> 1	> 5	kontinuierlich
	Chlorid [$\mu\text{g}/\text{kg}$]	≤ 2	> 5	> 20	> 50	3 x wöchentlich
	Sulfat [$\mu\text{g}/\text{kg}$]	≤ 5	> 10	> 40	> 100	3 x wöchentlich
RSpW	Leitf. (25 °C) [$\mu\text{S}/\text{cm}$]	$\leq 0,06$	$> 0,07$	-	-	kontinuierlich
	Eisen [$\mu\text{g}/\text{kg}$]	≤ 2	> 5	-	-	3 x wöchentlich
	Kupfer [$\mu\text{g}/\text{kg}$]	$\leq 0,3$	$> 0,75$	-	-	3 x wöchentlich
	Sauerstoff [$\mu\text{g}/\text{kg}$]	20-200	< 20 > 200	-	-	kontinuierlich

Für die überwachten Parameter sind Normalbetriebswerte und sogenannte Handlungsbedarfsstufen (HBS) vorgegeben. Normalbetriebswerte sind diejenigen Werte, die sich während des Dauerbetriebes einstellen und normalerweise eingehalten werden können. Dabei werden ordnungsgemäßer Zustand und einwandfreie Funktion von Komponenten und Systemen sowie eine entsprechende Betriebsweise vorausgesetzt. HBS entsprechen den in der VGB-Wasserrichtlinie definierten Action Level. Bei Über- bzw. Unterschreitung einer Handlungsbedarfsstufe ist im betroffenen System eine sofortige Fehlersuche und Korrekturmaßnahmen erforderlich.

Bei Erreichen von Handlungsbedarf sind gemäß BHB zunächst Maßnahmen zur Verbesserung der Wirksamkeit des Reaktorwasserreinigungssystems wie Umschaltung auf einen frischen Reaktorwasserreinigungsfilter oder, bei Störungen im Bereich des Kondensators, eine verstärkte Überwachung der Kondensatreinigung durchzuführen. Führen diese Maßnahmen nicht zur Unterschreitung der HBS, so ist im BHB eine Vorgehensweise mit entsprechend der erreichten HBS gestaffelten Korrekturmaßnahmen festgelegt: Bei Erreichen der HBS 1 für das Reaktorwasser ist eine Verkürzung des Messintervalls für die Bestimmung der Chlorid- und Sulfatkonzentration auf 1x täglich vorgeschrieben. Zusätzlich ist der pH-Wert des Reaktorwassers 2x täglich zu messen. Die HBS 2 und 3 sind mit einer zeitlichen Limitierung für den Anlagenbetrieb belegt. In diesen Fällen ist gemäß BHB neben sofortiger Fehlersuche und Korrekturmaßnahmen eine korrosionstechnische Betrachtung der spezifischen Situation vorzunehmen. Bei Abweichungen von den Normalbetriebswerten bis zur HBS 1 („tolerierbarer Bereich“) wird davon ausgegangen, dass keine unmittelbare Gefährdung der eingesetzten Konstruktionswerkstoffe vorliegt, sie sollten aber gemäß BHB Anlass für die Ursachenermittlung mit dem Ziel einer Beseitigung der Abweichung sein. Dadurch können mögliche Störungen frühzeitig erkannt und die Wahrscheinlichkeit für das Erreichen von HBS verringert werden.

3.4 Weitere Elemente der Betriebsüberwachung

Im Sinne einer ganzheitlichen Betrachtung der Betriebsüberwachung werden an dieser Stelle in kompakter Form weitere Elemente der Betriebsüberwachung in deutschen Kernkraftwerken behandelt.

3.4.1 Überwachung loser Teile - Körperschallüberwachung

Körperschallüberwachungssysteme sind betriebliche Informationssysteme, die die Aufgabe haben mittels kontinuierlicher Körperschallmessung die druckführende Umschließung auf Anschlaggeräusche zu überwachen und etwaige lose bzw. lockere Teile (auch Fremdkörper), die sich während des Normalbetriebs der Anlage in der druckführenden Umschließung befinden, zu detektieren, soweit wie möglich zu lokalisieren und hinsichtlich ihrer Masse abzuschätzen.

3.4.1.1 Regelwerksanforderungen

Anforderungen an die Überwachung loser Teile sind in den RSK-Leitlinien /RSK 98/ sowie in den KTA-Regeln KTA 3201.4 /KTA 10c/ und KTA 3204 /KTA 08/ festgeschrieben. In beiden KTA-Regeln wird auf DIN 25475-1 /DIN 04/ verwiesen, in der Anforderungen an das Überwachungssystem, dessen Inbetriebsetzung und Betrieb, die Durchführung der Überwachung und die Dokumentation festgelegt sind.

In den RSK-Leitlinien /RSK 98/ finden sich folgende Forderungen in Bezug auf die Überwachung des Primärkreises von Druckwasserreaktoren auf lose Teile: „Es müssen geeignete Maßnahmen getroffen werden, um lose oder abgelöste Teile, die sich in der Druckführenden Umschließung befinden, feststellen zu können. Zusätzlich ist anzustreben, dass durch geeignete Maßnahmen lose oder abgelöste Teile in der Druckführenden Umschließung geortet werden können.“

Gemäß KTA 3201.4 /KTA 10c/ ist der Primärkreis zur frühzeitigen Erkennung von Schäden und zur Lokalisierung loser Teile durch ein Körperschallüberwachungssystem zu überwachen. Im Falle eines Ausfalls der Körperschallüberwachung wegen teilweisen oder vollständigen Versagens der Messeinrichtungen, darf die Wiederinbetriebnahme der Messeinrichtungen spätestens bis zum nächstfolgenden planmäßigen Anlagenstillstand verschoben werden.

Gemäß KTA 3204 /KTA 08/ sind die Reaktordruckbehälter-Einbauten zur frühzeitigen Erkennung von Schäden auf lose Teile mittels eines Körperschallüberwachungssystems zu überwachen. Die Überwachung gilt dabei auch bei Ausfall einzelner Messkanäle des Körperschallüberwachungssystems als sichergestellt, solange in jedem Überwachungsbereich gemäß DIN 25475-1 /DIN 04/ lose Teile festgestellt werden können. Die Überwachung darf bei Ausfall des gesamten Körperschallüberwachungssystems vorübergehend auch durch andere Verfahren erfolgen (z. B. Aktivitätsmessungen und chemische Analyse des Primärkühlmittels, Schwingungsmessungen an Komponenten).

3.4.1.2 Prinzip der Körperschallüberwachung

Beim Anschlagen abgelöster oder lockerer Teile auf die innere Oberfläche der DFU oder auf Kerneinbauten findet ein Energieübertrag auf die Wandung statt. Die eingeleitete Energie breitet sich als Körperschall durch die Struktur aus und kann an der Oberfläche durch einen Körperschallaufnehmer erfasst werden. Den durch ein Einzelereignis erzeugten Körperschall bezeichnet man als Einzelschallereignis. Einzelschallereignisse können von losen / lockeren Teilen herrühren, aber auch betrieblichen Ursprungs sein. In der Praxis werden Einzelschallereignisse von Hintergrundgeräuschen, die während des Anlagenbetriebs u. a. durch Kühlmittelströmung und Pumpen erzeugt werden, überlagert.

Zur Erkennung loser / lockerer Teile werden im Wesentlichen die Amplitudenwerte der Körperschallsignale in einem festgelegten Frequenzbereich (Hörbereich) kontinuierlich überwacht. Ausgehend von Referenzmessungen werden Schwellwerte eingestellt, deren Überschreitung Meldungen und den Start von Geräten auslösen, welche die Signale aus allen Überwachungskanälen aufzeichnen. Ergänzend zu dieser automatischen Überwachung wird eine subjektive Überwachung durch Abhören von Geräuschen in regelmäßigen Abständen vorgenommen. Durch Vergleich mit Referenzaufzeichnungen kann die Ursache von Einzelschallereignissen eingegrenzt werden.

Die Überwachung loser / lockerer Teile erfolgt mittels piezoelektrischer Beschleunigungsaufnehmer, die außen an der DFU angebracht werden (siehe **Bild 3-4**). Zu den Überwachungsbereichen bei DWR-Anlagen gehören gemäß /DIN 04/ die Bereiche innerhalb der DFU, in denen sich Teile lockern können oder die Aufenthaltswahrscheinlichkeit gelöster Teile groß ist. Hierunter fallen:

- Bereich des RDB-Mantelflanschrings (3 Aufnehmer um 120° versetzt)
- Untere RDB-Kalotte (3 Aufnehmer um 120° versetzt)
- Dampferzeuger (pro DE 1 Aufnehmer in der Nähe des Speisewasserstutzens)
- Eintrittskammer der Dampferzeuger (pro DE 1 Aufnehmer am Kalottenboden).

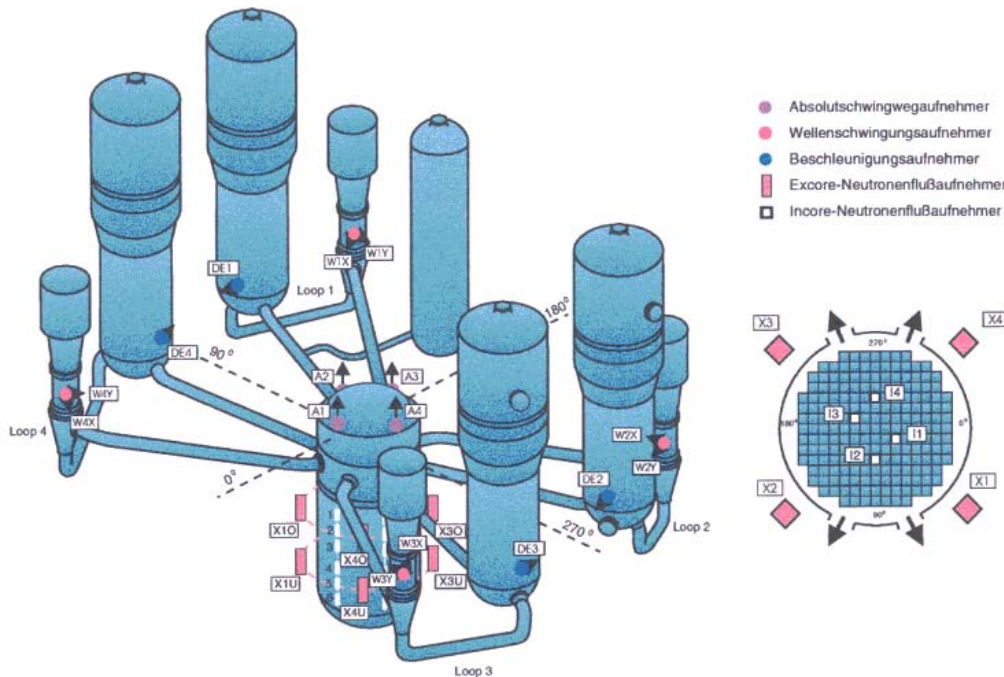


Bild 3-4 Positionen für Beschleunigungsaufnehmer des Körperschallüberwachungssystems am Primärkreis einer deutschen DWR-Anlage /SUN 00/

Zusätzlich befinden sich zwei weitere Aufnehmer am RDB-Deckel (am Schienensystem für die automatisierte US-Prüfung der Steuerstabantriebsstutzengassen). Diese sind sogenannte Diagnosekanäle und stellen bei Schallanomalien im Bereich des RDB-Deckels zusätzliche Information zur Lokalisierung der Ereignisse bereit.

Bei SWR-Anlagen wird der RDB mit Einbauten mit sechs bis acht Aufnehmern überwacht.

Die von den Beschleunigungsaufnehmern abgegebenen Ladungssignale werden in Vorverstärkern in begehbaren Räumen des Reaktorsicherheitsbehälters in normierte Spannungssignale umgesetzt und zu den Elektronikschränken im Wartennebenraum übertragen, wo sich auch Bildschirmanzeigen befinden. Dort erfolgt die Weiterverarbeitung der Signale digital mit Hilfe eines Mikroprozessor-Systems.

3.4.1.3 Einrichtungen zur Körperschallüberwachung in deutschen Anlagen

Nach Kenntnis der GRS verfügten die deutschen Kernkraftwerke frühzeitig über ein Körperschallüberwachungssystem. In den 90er Jahren erfolgte eine Umrüstung der vorhandenen Einrichtungen auf Systeme mit moderner Digitaltechnik. Die leistungsfähigeren Systeme wurden von den drei Herstellern Siemens/KWU, Allianz Zentrum für Technik (AZT) und IMC-Berlin bereitgestellt.

In den SWR-Anlagen, darunter Gundremmingen, war ursprünglich das digitale Körperschallüberwachungssystem Körperschall-Auswerte-Prozessor „KAP 90“ von AZT implementiert. Später erfolgte eine Umrüstung auf das Siemens/KWU-System „KÜS 95“, welches auch in allen laufenden deutschen DWR-Anlagen installiert ist. Eine detaillierte Beschreibung von „KÜS 95“ findet sich in /SUN 00/.

Mit Bekanntwerden eines Ereignisses, bei dem sich eine Antriebsgehäuserohr (AGR)-Mutter in einer deutschen SWR-Anlage gelöst hatte, wurde diesem Bereich erhöhte Aufmerksamkeit gewidmet. In der Anlage Gundremmingen wurde in der Folge eigens das Schwingungsüberwachungssystem ASÜS, mit dem die AGR-Muttern auf festen Sitz im Sinne einer Frühindikation von Schädigungen überwacht werden, nachgerüstet. Die ASÜS-Aufnehmer sind an den Schnellabschaltleitungen angebracht.

3.4.2 Leckageüberwachung

Die Einrichtungen zur Leckageüberwachung haben die Aufgabe, die Druckführende Umschließung des Primärkreises mit den daran anschließenden Systemen sowie die Frischdampf- und Speisewasserleitungen im Reaktorgebäude und im Armaturen-anbau auf Leckagen zu überwachen. Sie bilden ein Informationssystem zur Erkennung sowie zur hinreichenden Lokalisierung und Quantifizierung von kleinen Leckagen, die noch nicht zum Ansprechen des Reaktorschutzes führen. Die Einrichtungen sind in den Anlagenräumen der betreffenden Systeme installiert. Etwaige Undichtigkeiten werden insbesondere durch Erfassung der Taupunkttemperatur, der Raumtemperatur, des Kondensatanfalls an Umluftkühlern oder des Wasseranfalls im Gebäudesumpf detektiert, geortet und mengenmäßig erfasst.

3.4.3 Bestrahlungsüberwachung

Die Bestrahlungsüberwachung dient der quantitativen Erfassung der Änderung der mechanisch-technologischen Kennwerte des RDB-Werkstoffes infolge der Reaktion schneller Neutronen mit der RDB-Wandung. Hierzu werden Einhängeproben in den RDB eingesetzt, die nach vorgegebenen Bestrahlungszeiten entnommen und geprüft werden. Die Proben entstammen einer für die kernnahe Rundnaht des Behälters repräsentativen Arbeitsprobe. Art und Umfang der Proben sind in einem Bestrahlungsprogramm festgelegt. Die Proben werden entnommen, wenn sie einer Neutronenfluenz von 50 % bzw. 100 %, bezogen auf die integrierte Neutronenfluenz an der RDB-Wand nach der Gesamtbetriebszeit, ausgesetzt waren.

3.5 Bewertung der Wirksamkeit vorhandener Überwachungseinrichtungen

Im Folgenden wird anhand von Beispielen aus der deutschen Betriebserfahrung die Wirksamkeit vorhandener Einrichtungen zur Ermüdungsüberwachung sowie zur Überwachung wasserchemischer Parameter in deutschen Kernkraftwerken diskutiert.

3.5.1 Überwachung von thermischen Wechselbeanspruchungen

Einrichtungen zur Überwachung von thermischen Wechselbeanspruchungen haben Potenzial für eine Vermeidung von Schädigungen infolge thermischer Ermüdung, indem bereits die Ursachen für thermische Ermüdung überwacht werden. Tatsächlich konnten, ausgehend von der Auswertung von Ergebnissen der Überwachung von thermischen Wechselbeanspruchungen mit Überwachungssystemen wie FAMOS, in deutschen Anlagen folgende Verbesserungen durchgeführt werden:

- **Optimierung der Bespeisung von Dampferzeugern ohne Vorwärmkammer**

Bei älteren deutschen Kernkraftwerken traten Schäden in Form von Rissen an den DE-Speisewasserstutzen auf, die auf thermische Wechselbeanspruchungen hindeuteten /SCH 94/. Die Ursache der thermischen Wechselbeanspruchung wurde in der konstruktiven Ausgestaltung der Leitungsführung vor und innerhalb des DE zusammen mit dem Bespeisungskonzept gesehen. Bei geringen Durchsätzen (< 6 %-Vollastdurchsatz) stellte sich eine Schichtströmung ein, die sich durch die Dichteunterschiede von kaltem und warmem Wasser erklären ließ. Wegen der geringen Verweilzeit des kalten Wassers in der Einspeiseleitung und der schlechten Wärmeleitung des Wassers, blieb

die entstehende Grenzschicht zwischen heißem und kaltem Wasser auf einen kleinen Bereich begrenzt. Bespeisungsunterbrechungen oder Durchsatzveränderungen bewirkten Höhenänderungen der Grenzschicht, die an den Stutzen und Speisewasserleitungen zu zyklischen Beanspruchungen führten.

In der Folge wurde die DE-Bespeisung für Neuanlagen durch Einbau eines Umlenkopfes (Siphon) im DE optimiert. Bei Altanlagen erfolgte dies durch Nachrüstung. Die Konstruktion sah vor, die Speisewasserleitung nicht wie bisher über einen Bogen direkt auf die DE-interne Speisewasserleitung zu führen, sondern durch einen Umlenkopf innerhalb des DE um 90° umzulenken. Durch die neue Konstruktion im Zusammenwirken mit einem vorgegebenen Bespeisungskonzept konnten Schichtströmungen und damit verbundene zyklische Werkstoffbeanspruchungen auf ein unbedenkliches Maß reduziert werden.

- **Optimierung der Bespeisung von Dampferzeugern mit Vorwärmkammer**

Mittels FAMOS-Instrumentierung konnte gezeigt werden, dass es beim Bespeisungsvorgang an den DE-Speisewasserstutzen von DE mit Vorwärmkammer (10 %-, 40 %- und 50 %-Stutzen) zu einem Schichtungsvorgang kommen kann, die eine Zusatzbelastung an den DE-Speisewasserstutzen infolge Thermoschock verursacht. In der Folge wurde, auf Basis der Erkenntnisse aus den Auswertungen der mittels FAMOS gewonnenen Daten, durch eine Reihe von Einzelmaßnahmen mit geringem Aufwand eine Modifikation des DE-Bespeisungskonzepts durchgeführt und dadurch eine deutliche Reduzierung der Belastungszyklen der DE-Speisewasserstutzen beim Anfahren der Gesamtanlage erreicht.

- **Weitere Beispiele**

Durch die Änderung von Fahrweisen (auf Basis von FAMOS-Messdaten) konnte in deutschen DWR-Anlagen die Ermüdungsrate weiterer hochbeanspruchter Bauteile entscheidend gesenkt werden. Solche Maßnahmen zur Reduzierung der Belastungen / Lastwechsel waren z. B. /SCH 94/:

- Gestaffelte Ansteuerung der DH-Sprühventile
- Anbringen von Bohrungen zur Dauersprühung in den DH-Sprühventilen
- Vermeidung des DH-Borierens über Hilfssprühleitung beim Abfahren
- Minimierung der Sprühvorgänge beim Abfahren

- Verbesserter Ermüdungs-Schutz der Druckhaltersprühleitungen durch Einbau eines geregelten Sprühventils in einer deutschen Anlage
- Erkennen von versteckten Ventilleckagen oder undichten Armaturen und dadurch hervorgerufene Schichtströmungen
- Begrenzung der Zeitspanne mit großen Temperaturdifferenzen zwischen Druckhalter und heißem Loop beim An- und Abfahren.

Andererseits kam es, ausgelöst durch thermische Wechselbeanspruchungen, trotz Ermüdungsüberwachung zu einer Anrissbildung an einer Volumenausgleichsleitung in einer deutschen Anlage /WLN 11/. Dieser Fall verdeutlicht die Grenzen der Ermüdungsüberwachung: Trotz vorhandener Daten der Ermüdungsüberwachung war eine Vermeidung der Anrissbildung nicht vorhersagbar, weil die Geometrie am Rissausgang von den Zeichnungsvorgaben abwich und dadurch die tatsächlichen Belastungen höher waren als auf Basis der Messdaten mit zeichnungstreuer Geometrie berechnet.

In der Vergangenheit (FAMOS-alt) traten auch häufig Störsignale z. B. durch Pumpenstarts auf. Laut AREVA-Auskunft wurde der Einfluss der Störsignale mit der Weiterentwicklung FAMOS-neu deutlich reduziert.

Die bisherige Praxis zur Überwachung auf thermische Wechselbeanspruchungen beschränkt sich mit Ausnahme der Speisewassereintrittsstutzen an den Dampferzeugern im Wesentlichen auf die Primärseite von DWR-Anlagen. Es kann jedoch nicht ausgeschlossen werden, dass es auch auf der Sekundärseite von DWR ermüdungsrelevante Stellen geben kann, z. B. im Bereich der Vorwärmstrecken.

3.5.2 Schwingungsüberwachung

Mit der Schwingungsüberwachung und den dabei verwendeten Auswertemethoden sind bei gegebenem Anlass gezielte Untersuchungen möglich. In Verbindung mit der Messung weiterer Kenngrößen des Primärkreises können wertvolle Hinweise für eine Schadensfrüherkennung gewonnen werden.

Aus der deutschen Betriebserfahrung sind einige Fälle bekannt, die für die Wirksamkeit der Schwingungsüberwachung sprechen. So führte die Schwingungsüberwachung in einer Anlage zur Erneuerung der Niederhaltfedern im oberen Kerngerüst und zur Erkennung des Klemmens der hydraulischen Stoßbremsen eines Dampferzeugers. In ei-

ner anderen Anlage wurde durch die mehrjährige Absolutwegmessung am RDB-Deckel eine Verringerung der Vorspannung des Kernschemels erkannt. In einer weiteren Anlage konnten Hinweise auf eine Verspannung der Kerneinbauten aus dem Pendeln des RDB und der Biegebewegung des Kernbehälters gefunden werden und daraus eine Erklärung für Brüche von Brennelement-Zentrierstiften am oberen Kerngerüst abgeleitet werden.

Für einen wirksamen und sinnvollen Einsatz der Schwingungsüberwachung wird in der Fachliteratur vielfach auf die Notwendigkeit anlagenspezifischer Referenzmessungen, sogenannte Kennwertmessungen während der Inbetriebsetzung, für die Zuordnung einer Signal-Komponente zum Schwingungsverhalten der Primärkreisstrukturen hingewiesen. Eine Interpretationsbasis kann z. B. aus Erfahrungen in anderen DWR-Anlagen übertragen werden.

3.5.3 Überwachung wasserchemischer Parameter

In deutschen Kernkraftwerken sind keine nennenswerten Schädigungen an den Hauptkomponenten des Primär- und Sekundärkreises von DWR-Anlagen, sowie des Wasser-Dampf-Kreislaufs von SWR-Anlagen bekannt. Dies ist in erster Linie ein Verdienst der spezifizierten Wasserchemie, zeugt aber auch von der Wirksamkeit der in deutschen Anlagen installierten Einrichtungen zur Überwachung wasserchemischer Parameter.

Aus der deutschen Betriebserfahrung ist bekannt, dass der Anteil der gemeldeten Ereignisse infolge Korrosion dominierend ist. Der bei Weitem überwiegende Anteil dieser Ereignisse tritt dabei in Bereichen der Anlagen auf, wo aufgrund konstruktiver Randbedingungen und Strömungsverhältnissen eine Einstellung der Wasserchemie gemäß der Spezifikation nicht möglich ist. Hierzu zählen:

- Strömungstoträume
- Teilgefüllte Rohrleitungen und Behälter
- Armaturen und Flanschverbindungen
- Bereiche mit stagnierendem Medium
- Bereiche mit diskontinuierlicher Strömung

- Bereiche mit Zweiphasenströmung
- Bereiche mit Strömungsbehinderungen
- Bereiche mit der Möglichkeit abwechselnder Kondensation und Verdampfung.

Diese Gegebenheiten sind insbesondere in angrenzenden / abzweigenden Systemen von Hauptsystemen zu finden, z. B. in Hilfs- und Nebensystemen. In diesen Anlagenbereichen kann sich lokal eine von der Spezifikation abweichende Wasserchemie einstellen, die Auslöser für eine Korrosionsform sein kann. Eine wirksame Überwachung an solchen Stellen erweist sich als schwierig. Hierzu sind im Folgenden einige Beispiele aus der deutschen Betriebserfahrung zusammengestellt.

3.5.3.1 Transkristalline Spannungsrisskorrosion an Kleinleitungen

Von deutschen DWR- und SWR-Anlagen wurden in den letzten Jahren gehäuft Ereignisse gemeldet, die an austenitischen Kleinleitungen (z. B. Leckageabsaugleitungen, Entwässerungsleitungen) infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion (TSpRK) aufgetreten sind. Die Schädigungen traten vornehmlich an Leitungen auf, die im Betrieb nicht ständig durchströmt werden und deren Betriebstemperaturen typischerweise im Bereich von 60 bis 90 °C liegen. Weitere Kennzeichen der Schadensorte sind horizontal verlaufende Leitungsabschnitte, Strömungsbehinderungen (z. B. an Schweißnähten), Strömungstoträume, stehendes Medium und kalt-heiss Übergänge. Diese werden im Zusammenhang mit lokalen Aufkonzentrationen von Chloriden aus dem Kühlmittel durch Wechsel von Kondensation und Verdampfung gesehen. Es wird angenommen, dass diese Art der Anreicherung von Chloriden aus dem Kühlmittel auch bei geringen Ausgangskonzentrationen langfristig den Korrosionsmechanismus auslösen kann. Die Chloridquellen lassen sich in der Regel nicht eindeutig identifizieren. Eine Ausnahme bilden Schäden an Stopfbuchsabsaugungen an den Armaturengehäusen mit Bredtschneiderverschlüssen in den Kernkraftwerken Krümmel und Brunsbüttel. Die Schädigungen wurden im Zusammenhang mit vorhandenen bzw. früher eingesetzten chloridhaltigen Asbestdichtungen gesehen /WLN 08/.

3.5.3.2 Muldenkorrosion im Bereich von Kühlwassersystemen

Eine von der GRS vorgenommene Analyse von meldepflichtigen Ereignissen an Komponenten sicherheitstechnisch wichtiger Nebenkühlwassersysteme hat ergeben, dass

Ereignisse mit Korrosionsbeteiligung in etwa 70 % aller Fälle die Folge von Muldenkorrosion waren /GRS 12/. Daneben war ein signifikanter Anteil von Schäden die Folge von mikrobiologisch induzierter Korrosion (MIK), wobei eine Unterscheidung zwischen Muldenkorrosion und MIK nicht immer möglich war. In der überwiegenden Zahl dieser Fälle lagen die Schadensorte in Bereichen mit stagnierendem Medium, wo günstige Bedingungen für die Ansiedelung von Mikroorganismen an Werkstoffoberflächen bzw. für die Bildung von Belüftungselementen durch Ablagerungen von Flusswasserinhaltsstoffen herrschten. An diesen Stellen konnten sich lokal, vom spezifizierten Zustand abweichende, Umgebungsbedingungen einstellen, die den Ausgangspunkt für den späteren Korrosionsangriff bildeten.

3.5.3.3 Erosionskorrosion im Wasser-Dampf-Kreislauf

Die deutsche Betriebserfahrung mit Erosionskorrosion zeigt, dass Probleme mit Erosionskorrosion schwerpunktmäßig in Systemen mit Zweiphasenströmung an Komponenten aus unlegiertem Stahl aufgetreten sind. In unterschiedlichem Ausmaß waren folgende Systeme / Komponenten von Erosionskorrosion betroffen: Abdampfleitungen, Anzapfleitungen, Sperrdampfleitungen, Entwässerungssysteme, Nebenkondensatleitungen, Entlüftungsleitungen und Behälter bzw. Behältereinbauten. An Hauptleitungen des Wasser-Dampf-Kreislaufs (z. B. Hauptspeisewasserleitungen, Hauptkondensatleitungen) sind bislang keine nennenswerten Schäden durch Erosionskorrosion bekannt geworden. Die in deutschen Siedewasserreaktoren beobachteten Korrosionsabträge an Kleinleitungen verschiedener Systeme erklären sich durch die dort systembedingt vorhandenen geringen Sauerstoffkonzentrationen in Verbindung mit ungünstigen Strömungsbedingungen bei Vorhandensein unzureichend resistenter Werkstoffe.

3.5.4 Körperschallüberwachung

Die Körperschallüberwachung kann einen wichtigen Beitrag zur integralen Zustandsbeurteilung von passiven und aktiven Großkomponenten im Reaktorkühlsystem leisten. Aus der Betriebserfahrung gibt es zahlreiche Ereignisse, die durch die Körperschallüberwachung erkannt wurden bzw. bei denen die Körperschallüberwachung erste Hinweise auf einen Schaden geliefert hat (siehe z. B. /GRS 97/).

Bei ungestörtem Volllastbetrieb kam es im Kernkraftwerk Brunsbüttel zum Bruch der Deckelsprühleitung aufgrund hoher Innendruckbelastung infolge einer Radiolysegas-

detonation /WLN 02/. Das Ereignis führte zur Auslösung von verschiedenen Meldungen auf der Warte, darunter dem Ansprechen der Körperschallüberwachung. Die Signale wurden vom Schichtpersonal jedoch fälschlich als Dampfleckage der Deckelsprühleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters interpretiert.

In einer anderen Anlage hatten sich die Befestigungselemente des Kernschemels aufgrund unterschiedlicher Dehnungen vollständig abgelöst bzw. gelockert /GRS 97/. Erste Hinweise hatten Signale der Körperschallüberwachung geliefert. Der gesamte Kernschemel musste unter großem Aufwand ausgetauscht werden.

Aus verschiedenen deutschen SWR-Anlagen (z. B. KKK, KRB-II-B) sind Ereignisse mit lockeren / losen Sicherungsmuttern von Steuerstabantriebsgehäuserohren (AGR-Muttern) gemeldet worden. In einem Fall konnte die Ursache für die Verdrehung der AGR-Muttern auf strömungsbedingte Vibrationen zurückgeführt werden. Die Änderung der Einbaulage wurde mittels Körperschallüberwachung zur Anzeige gebracht. In der Anlage KRB-II B/C wurde daraufhin eine permanente Körperschallüberwachung (ASÜS) an allen AGR-Positionen installiert /SUN 00/. Die Aufnehmer wurden an den SCRAM-Leitungen angebracht. Weitere Ereignisse, die im Zusammenhang mit der Körperschallüberwachung erkannt wurden, betrafen die folgenden Bauteile /SUN 00/:

- Gelöste Schraubenmutter in der DE-Kalotte
- Abgebrochene Schraube im Laufrad einer Hauptkühlmittelpumpe
- Gelöste Schraube in einer Zwangsumwälzpumpe
- Lockerung der Wärmesperre der Hauptkühlmittelpumpe
- Gleitvorgänge der Lagerung von RDB und DE
- Schlagen von Rückschlagklappen
- Schlagen von Halterungen.

Im Hinblick auf die Zuverlässigkeit der Körperschallüberwachung wurde in der Vergangenheit bemängelt, dass durch normale betriebliche Geräusche starke periodische Signalanteile im Untergrund auftreten können, die häufig zur Auslösung von Alarmmeldungen führen. Zwischenzeitlich ist die Ansprechhäufigkeit der Alarmauslösungen u. a. durch Anheben der Alarm-Schwellwerte deutlich reduziert worden. Darüber hinaus sind einige wenige Fälle bekannt, bei denen die Verfügbarkeit der Körperschallüberwachung aufgrund einzelner defekter Aufnehmer eingeschränkt war.

Gemäß /SUN 00/ ist die Akzeptanz der Körperschallüberwachung seitens der Betreiber sehr hoch. Die Systeme sind gut handhabbar, erfordern aber einen hohen Aufwand. Sie werden grundsätzlich positiv, prinzipiell gut und nützlich bewertet. Es werden unbedingt Testschläge in den Revisionen und bei Auffälligkeiten Zusatzmessungen empfohlen. Ferner wird auf das Erfordernis hingewiesen, in Ergänzung zu der automatischen Überwachung eine subjektive Beurteilung der Signale durch regelmäßiges Abhören vorzunehmen.

3.6 Schlussfolgerungen

Die in deutschen Anlagen eingesetzten Überwachungseinrichtungen weisen einen hohen Entwicklungsstand auf und werden weiter optimiert. Beispiele aus der Betriebserfahrung belegen, wie, ausgehend von Ergebnissen der Betriebsüberwachung, komponentenschonende Fahrweisen etabliert oder technische Umrüstungen durchgeführt wurden, die zu einer Verbesserung der Sicherheit und Verfügbarkeit von deutschen Kernkraftwerken beigetragen haben. Ferner trug die Betriebsüberwachung in vielen Fällen zu einer (Früh-)Erkennung von Schäden bei.

Im Hinblick auf die Überwachung wasserchemischer Parameter kann festgestellt werden, dass Schädigungen vornehmlich an Stellen auftreten, bei denen eine Kontrolle der Wasserchemie schwierig ist. Diese Gegebenheiten sind insbesondere in angrenzenden / abzweigenden Systemen von Hauptsystemen zu finden, z. B. in Hilfs- und Nebensystemen. In diesen Anlagenbereichen kann sich lokal eine von der Spezifikation abweichende Wasserchemie einstellen, die Auslöser für verschiedene Korrosionsmechanismen sein kann. Die Wirksamkeit der wasserchemischen Überwachung an solchen Stellen ist aufgrund der lokalen Gegebenheiten zumindest eingeschränkt, wenn nicht sogar in Frage gestellt. Hier müssen, wie es in deutschen Anlagen z. T. der Fall ist, andere betriebliche Maßnahmen Abhilfe schaffen. Dazu zählen wiederkehrende Prüfungen, der Einsatz resistenterer Werkstoffe, konstruktive Maßnahmen, regelmäßiges Spülen / Reinigen von nicht ständig durchströmten Bereichen sowie der Einsatz von schadstoffarmen Bauteilen und Betriebsmitteln.

4 Untersuchungen zur Bedeutung der Druckprüfung im Rahmen des Prüfkonzepts

4.1 Aufgabenstellung und Vorgehensweise

Die Druckprüfung an druckführenden Komponenten und Systemen wurde in einigen Ländern schon im 19. Jahrhundert eingeführt. Sie wird mit einem über dem Auslegungsdruck liegenden Wert durchgeführt und ist eine integrale Prüfung der Konstruktion. Sie dient somit zum einen als experimentelle Bestätigung der Integrität der Konstruktion und zum anderen als Nachweis, dass im Betrieb auftretende Lasten nicht zum Versagen führen. Das zur Prüfung eingesetzte Druckniveau, die Haltezeit und weitere Instruktionen zur Durchführung sind in Regelwerken festgelegt.

Auch in kerntechnischen Anlagen werden Druckprüfungen durchgeführt. In Deutschland ist die Durchführung von wiederkehrenden Druckprüfungen in den Vorschriften des KTA geregelt, d. h. für die Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren in der KTA 3201.4 /KTA 10c/ und für druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises in der KTA 3211.4 /KTA 12b/.

Seit Jahren wird der Nutzen von wiederkehrenden Druckprüfungen international kontrovers diskutiert. Eine wesentliche Rolle spielt dabei die Entwicklung von anderen zerstörungsfreien Prüfmethoden, die ebenfalls zum Integritätsnachweis herangezogen werden können.

Ziel der durchgeführten Arbeiten war es, die Bedeutung von Druckprüfungen im Rahmen des gesamten Prüfkonzeptes von Kernkraftwerken näher zu untersuchen. Hierzu wurde

- der aktuelle Diskussionsstand aufgearbeitet (**Abschnitt 4.2**),
- die Betriebserfahrung zu Leckereignissen bei Druckprüfungen in deutschen und ausländischen Anlagen mit DWR und SWR ausgewertet (**Abschnitt 4.3**),
- Untersuchungen zum Einfluss der Druckprüfung auf die Strukturzuverlässigkeit mit Hilfe des von der GRS entwickelten Rechenprogramms PROST durchgeführt (**Abschnitt 4.4**) und
- Schlussfolgerungen zur Bedeutung der Druckprüfung im Rahmen des Prüfkonzepts abgeleitet (**Abschnitt 4.5**).

4.2 Zusammenfassende Darstellung des aktuellen Diskussionsstandes

4.2.1 Ziel und Durchführung einer Druckprüfung

Eine Druckprüfung stellt eine integrale Sicherheitsüberprüfung der Fertigung und Auslegung von druckführenden Komponenten dar. In der Regel wird die zu überprüfende Komponente mit Wasser gefüllt und eine bestimmte Zeitspanne unter einem zuvor definierten Druck gehalten, der den maximalen Auslegungsdruck übersteigen sollte. Die anstehenden Beanspruchungen werden durch den aufgeprägten Innendruck erzeugt.

Die Zielsetzung einer Druckprüfung besteht darin, experimentell zu zeigen, dass die betreffende Komponente betriebstauglich ist und damit die Anforderungen an das Design erfüllt. Für die Betriebstauglichkeit wird sowohl die Festigkeit als auch die Dichtheit gefordert. Dabei stellt die Festigkeit die Fähigkeit dar, den in den entsprechenden Richtlinien geforderten Belastungen standzuhalten. Daher dürfen die anstehenden Beanspruchungen nicht zu einer anhaltenden plastischen Verformung oder einem Bruch führen. Die Dichtheit betrifft die Integrität und somit den sicheren Einschluss des Fluids. Tritt beispielsweise ein Leck auf, so ist die Integrität nicht mehr gegeben /AVN 10/.

Eine Druckprüfung beruht auf dem Konzept, sicherheitsrelevante Schwachstellen durch Versagen der druckführenden Komponente zu detektieren. Sollten keine Schwachstellen aufgespürt werden, gilt die Komponente als betriebstauglich. Es wird das Ziel verfolgt, alle Risse, die eine kritische Schwelle überschritten haben, zu detektieren, um so eine ausreichende Sicherheitsreserve für den normalen Betrieb herzustellen. Für Risse unterhalb dieser kritischen Schwelle wird vorausgesetzt, dass sie im normalen Betrieb nicht weiter wachsen. Sollte dies dennoch der Fall sein, muss gefordert werden, dass diese Risse stabil bleiben und somit nicht über die kritische Schwelle hinaus anwachsen.

Ein wichtiger Aspekt ist der Zeitpunkt zur Durchführung einer Druckprüfung. Hier sollte zwischen der Erstprüfung und den wiederkehrenden Prüfungen differenziert werden. Die Erstprüfung wird noch vor der Inbetriebnahme durchgeführt und soll insbesondere die Qualität der Fertigung überprüfen. So soll ein Versagen im Betrieb aufgrund von Materialfehlern oder fehlerhaften Schweißnähten vor der Inbetriebnahme ausgeschlossen werden. Die wiederkehrenden Druckprüfungen sollen zur Revalidierung und erneuten Qualifikation dienen. Eine wiederkehrende Prüfung verfolgt das Ziel, nachzuwei-

sen, dass sich die Eigenschaften der Komponente nach der jeweiligen Betriebsperiode nicht verändert haben bzw. dass sich durch bestehende Schwachstellen keine sicherheitsrelevanten Auswirkungen für den weiteren Betrieb ergeben, so dass die Komponente den gleichen Belastungen wie bei der Inbetriebnahme standhalten kann /MPA 07/.

Zur Durchführung einer Druckprüfung gibt es neben der Höhe des Prüfdrucks noch weitere wichtige zu berücksichtigende Größen. Es spielen sowohl Umgebungstemperatur und Rate der Druckerhöhung als auch die Dauer und Frequenz der Druckprüfung eine wichtige Rolle. Es ist von Bedeutung eine hinreichend hohe Prüftemperatur zu wählen, so dass kein unerwartetes Spröbruchversagen auftritt. Die Frequenz der Prüfung sollte in einer Art und Weise angepasst werden, dass eine hohe Nachweiswahrscheinlichkeit von Schwachstellen gegeben ist, das Material jedoch nicht außerordentlich beansprucht wird, so dass die Betriebstauglichkeit nicht gefährdet ist. Setzt man eine sehr hohe Frequenz der wiederkehrenden Prüfung an, so steigt die Wahrscheinlichkeit eine Schwachstelle nachzuweisen. Auf der anderen Seite fördert eine hohe Frequenz die Materialermüdung oder das Wachstum vorhandener Risse, was zu einer erhöhten Ausfallwahrscheinlichkeit während des Betriebs führen kann. Auch die Dauer der Druckprüfung hat einen Einfluss.

In /ICP 04/ wird das Kriechverhalten bei niedriger Temperatur als Versagensmechanismus eines Stahlrohres unter konstanter Last diskutiert. Dies bedeutet beispielsweise, dass eine defekte Rohrleitung nach Auftreten des Schadens versagen kann, ohne dass die Last erhöht wird oder ein aktiver Schadensmechanismus wie Korrosion oder Ermüdung eintritt. Für die Druckprüfung bedeutet dies, dass die Komponente nicht ausschließlich während der Erhöhung der Last versagen kann, sondern es ebenfalls möglich ist, dass ein Versagen erst nach einem längeren Zeitraum eintritt /AVN 10/. Damit steigt die Nachweiswahrscheinlichkeit einer Schwachstelle mit der Dauer der Prüfung. Eine zu lange Prüfdauer kann sich jedoch negativ auf die Kriechermüdung der Komponente auswirken. Der vorgestellte Schadensmechanismus wird für verschiedene industrielle Anwendungsbereiche des Rohrleitungsbaus diskutiert, spielt aber in Temperaturbereichen, in denen Druckprüfungen in Kernkraftwerken durchgeführt werden, eine untergeordnete Rolle.

Die Anforderungen einer Druckprüfung unter den oben genannten Bedingungen lassen sich folgendermaßen zusammenfassen:

- Die Belastungen für die druckführende Komponente während der Druckprüfung müssen diejenigen im normalen Betrieb überschreiten.
- Die Materialeigenschaften der Komponente bei Testtemperatur müssen identisch oder ungünstiger sein als im Betrieb.
- Schwachstellen, die bei einer Druckprüfung nicht detektiert wurden, dürfen bei normalem Betrieb nicht wachsen oder eine kritische Größe erreichen.
- Ein Komponentenversagen während einer Druckprüfung muss mit einer hohen Nachweiswahrscheinlichkeit detektiert werden können /AVN 10/.

4.2.2 Vor- und Nachteile von Druckprüfungen

Der Einsatz von wiederkehrenden Druckprüfungen ist derzeit Bestandteil einer kontrovers geführten Diskussion zur Sicherstellung der Komponentenintegrität. Fragestellungen wie beispielsweise Periode der Prüfung oder Höhe des Prüfdrucks bzw. ob überhaupt eine wiederkehrende Prüfung durchgeführt werden soll oder ob eine Erstprüfung ausreichend ist, führen zu verschiedenen Standpunkten. In diesem Abschnitt sollen Vor- und Nachteile im Zusammenhang mit Druckprüfungen dem aktuellen Diskussionsstand entsprechend vorgestellt und aufgearbeitet werden.

Eine Druckprüfung liefert lediglich eine „JA“ oder „NEIN“ Aussage bezüglich des Zustands einer Komponente, denn der Testmechanismus fordert zur Verifizierung einer Schwachstelle ein Versagen. Daher kann keine Aussage über den genauen Fehlerzustand der Komponente getroffen werden, falls diese nicht versagt. So ist es beispielsweise nicht möglich bei einem Nichtversagen herauszufinden, ob und wie viele Schwachstellen vorhanden sind bzw. wie tief und lang mögliche vorhandene Risse sind. Sollte die Komponente nicht versagen, gilt sie als betriebstauglich.

Sollten nicht wanddurchdringende Risse bereits während der Prüfung vorhanden sein, aber nicht detektiert werden, können diese weiter wachsen und unbemerkt bleiben. Im Betrieb könnte dies dann zum Versagen der Komponente führen, wobei eine kritische Rissgröße hierfür nicht überschritten werden muss (siehe oben).

Wie bereits in **Abschnitt 4.2.1** beschrieben wurde, besteht die Zielsetzung einer Druckprüfung darin, jegliche Schwachstellen, die zur Untauglichkeit der betreffenden Komponente im normalen Betrieb führen können, zu erkennen und im nächsten Schritt

zu beseitigen. Bei erfolgreicher Eliminierung der Schwachstellen, kann die Sicherheitsreserve der Komponente gegenüber einem Versagen im normalen Betrieb erhöht werden. Dies kann anhand von **Bild 4-1** verdeutlicht werden. Die Festigkeit S kann aufgrund von schwankenden Parametern (wie z. B. der Variabilität in den Materialeigenschaften oder Verteilung von Schwachstellen innerhalb der Komponente) als eine statistische Größe aufgefasst und mit einer Verteilungsfunktion beschrieben werden. Gleiches gilt für die Last L , die beispielsweise aufgrund von thermischen Fluktuationen im Betrieb ebenfalls schwanken kann. Die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen für die Festigkeit und die Last sind in **Bild 4-1** schematisch dargestellt.

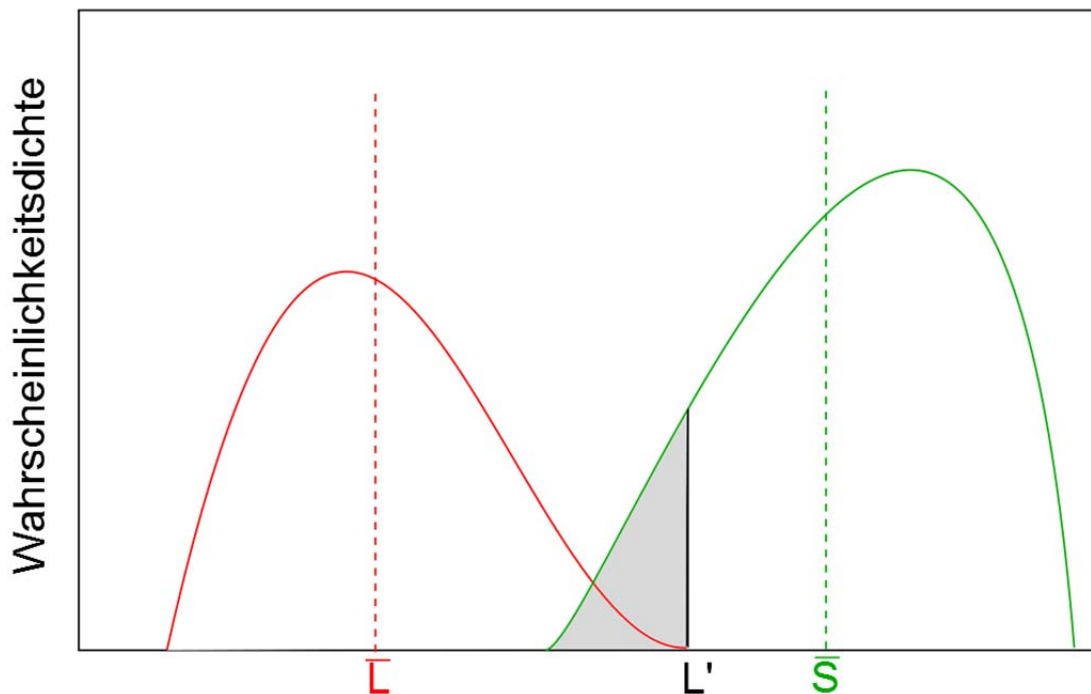


Bild 4-1 Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen zur Festigkeit und Last /AVN 10/

Für den Fall, dass die Festigkeit größer ist als die Last, tritt kein Versagen auf. Wird dem System z. B. durch eine Druckprüfung absichtlich eine höhere Last L' (relativ gesehen zum Mittelwert \bar{L}) aufgeprägt, stellt die in **Bild 4-1** schraffierte Fläche den Bereich dar, für den $L' > S$ gilt. Schwachstellen mit einer Festigkeit in diesem Bereich (längste und tiefste Risse) versagen. Sind alle Risse in diesem Bereich durch die Druckprüfung detektiert und behoben worden, kann die Verteilungsfunktion der Festigkeit abgeschnitten werden, und somit um den schraffierten Bereich gekürzt werden.

Damit wird der Mittelwert von \bar{S} erhöht und die Standardabweichung σ_S verringert. Daraus ergibt sich für die Sicherheitsreserve definiert als:

$$\frac{\bar{S} - \bar{L}}{(\sigma_S^2 + \sigma_L^2)^{1/2}}$$

ein größerer Wert als vor der Druckprüfung /AVN 10/. Allgemein wird die Meinung vertreten, dass je höher der Testdruck, desto größer ist der Vertrauensbereich für die Sicherheitsreserve /AVN 10/. Der Testdruck kann jedoch nicht beliebig erhöht werden, denn ein zu hoher Druck führt zu beträchtlichen Belastungen des Materials. Die Materialermüdung würde hierdurch steigen. Des Weiteren ist es denkbar, dass bereits vorhandene Risse, die im normalen Betrieb als stabil galten und während der Druckprüfung unentdeckt blieben, durch die zusätzlichen Belastungen über eine kritische Schwelle anwachsen würden. Für den normalen Betrieb könnte so eine kritische Schwachstelle entstehen, welche die Betriebstauglichkeit gefährden würde. In diesem Szenario würde ein zu hoch gewählter Druck die Wahrscheinlichkeit eines Versagens im Betrieb erhöhen.

In der Regel wird der Druck so gewählt, dass die innere Membranspannung im Bereich der Streckgrenze des Materials liegt /AVN 10/. Dabei stellt die Streckgrenze eine globale Materialgröße dar. Trotz Unterschreitung dieser Grenze kann durch Auftreten von Diskontinuitäten und Singularitäten im Material lokales Fließen eintreten. An besagten Stellen könnten hierdurch Schwachstellen entstehen.

Als positiver Effekt einer hohen Membranspannung gilt, dass die Möglichkeit besteht, anfängliche Zugeigenspannungen aufzulösen. Diese möglichen Spannungsspitzen können bei der Fertigung des Materials und bei Schweißvorgängen lokal entstanden sein. Sollten sich die Eigenspannungen mit den auftretenden Spannungen im normalen Betrieb konstruktiv überlagern, könnte es zu einer frühen Ermüdung des Materials kommen. Durch eine Erstdruckprüfung mit einer Spannung nahe oder jenseits der Streckgrenze kann durch konstruktive Überlagerung in den Regionen hoher Eigenspannungen das Material kurzzeitig plastisch verformt und als Folge der erneuten Druckabsenkung durch rücktreibende elastische Kräfte entspannt werden. Dabei wird der anstehende Druck so gewählt, dass die umliegenden Regionen mit geringeren Eigenspannungen lediglich elastisch gedehnt werden. Diese Prozedur kann jedoch nur zu einer Entspannung führen, falls die Kräfte der Eigenspannungen und der Prüfspan-

nungen gleichgerichtet sind. Diese Spannungen müssen nicht zwingend mit den Richtungen der aufgeprägten Eigenspannungen übereinstimmen. In der Praxis wird das so genannte Spannungsarmglühen als die geeignetste Methode erachtet, um die anfänglichen Eigenspannungen zu eliminieren.

In den vorherigen Abschnitten wurde darauf hingewiesen, dass ein zu hoher Druck große Beanspruchungen nach sich zieht und zu einem fatalen Versagen führen kann. Es besteht im Allgemeinen Einigkeit darüber, dass es eine obere Grenze für den Prüfdruck geben muss. Es ist jedoch auch bekannt, dass kurze Überbelastungen zu einer Abstumpfung der Risspitze führen können. So wird beispielsweise in /MIT 92/ festgestellt, dass eine anfänglich scharfe Risspitze in einem duktilen Material mit einer kurzzeitigen Überbelastung abstumpfen wird. Dieses wird mit dem Begriff „crack tip blunting“ (Rissspitzenabstumpfung) bezeichnet. Voraussetzung hierfür ist, dass die Prüftemperatur in der Hochlage der Bruchzähigkeit liegt. Somit kann ein kurzer und kräftiger Spannungsschub während einer Druckprüfung zu einer höheren Beanspruchbarkeit des Materials im Bereich der Risspitze führen und damit zu einer Verlangsamung des Risswachstums beitragen.

Ein weiterer Effekt, der sich positiv auf die Beanspruchbarkeit eines Materials auswirkt, ist das sogenannte „Warm Pre-stressing“. Es muss sichergestellt sein, dass das Material sich in der Hochlage befindet. So wird in /AVN 10/ beschrieben, dass ferritische Materialien, die bei einer Temperatur in der Hochlage belastet werden und anschließend bei einer niedrigeren Temperatur erneut belastet werden, eine höhere Bruchzähigkeit aufweisen.

Bild 4-2 zeigt den so genannten „Load-Unload-Cool-Eracture- (LUCF) Zyklus, bei dem eine Komponente mit anfänglichem Riss bei einer Temperatur in der Hochlage der Bruchzähigkeit belastet/entlastet (K_1/K_2) wird. Anschließend wird die Temperatur gesenkt und die Komponente wird erneut belastet (K_3). Die Komponente weist nach der Prozedur eine entsprechend höhere Bruchzähigkeit im Vergleich zum Ausgangszustand auf.

Ein Phänomen mit negativen Auswirkungen einer Druckprüfung ist die mögliche Entstehung wasserstoffinduzierter Korrosionsrisse im Schweißgut. Demnach führt eine Druckprüfung mit Spannungen nahe der Streckgrenze zu hohen Beanspruchungen in Schweißnähten, welche die Empfindlichkeit gegenüber einem wasserstoffinduzierten Sprödbruchversagen der Komponente erhöht.

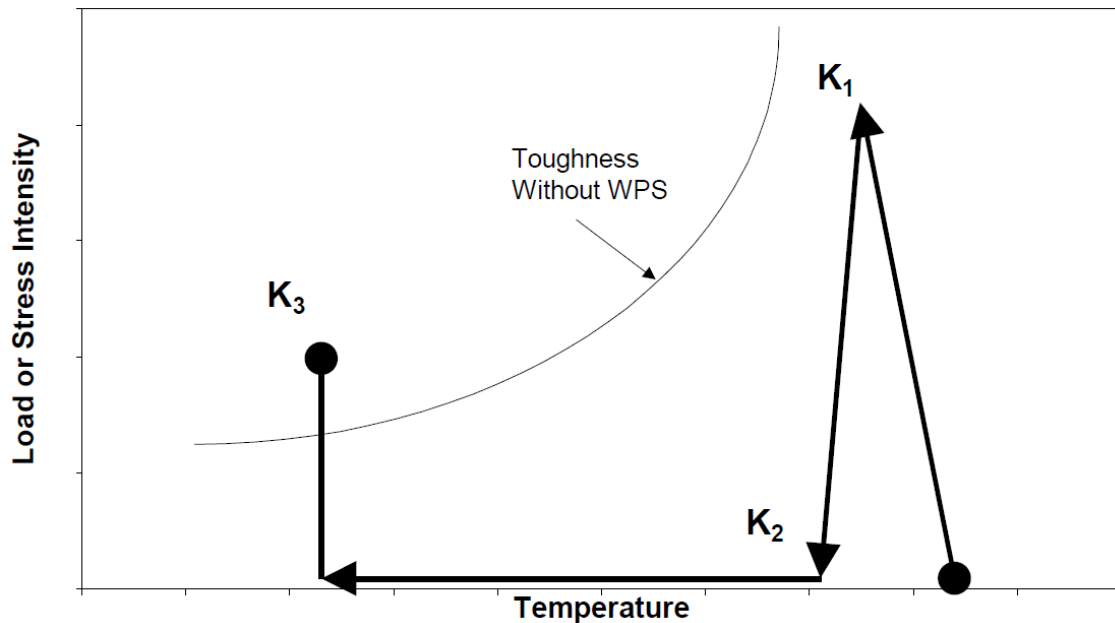


Bild 4-2 LUCF-Zyklus zum „Warm Pre-stressing“ /EON 04/

Ein weiterer negativer Aspekt ist die Limitierung der Effektivität zur Erkennung von Umfangsrissen. Viele Komponenten die Teil einer Druckprüfung sind, haben eine zylindrische Geometrie, insbesondere Rohrleitungen. Axial- bzw. Tangentialspannungen aufgeprägt durch einen Innendruck lassen sich in Rohrleitungen wie folgt berechnen (Kesselformel /KES 11/):

$$\sigma_A = \frac{P_i \cdot D}{4 \cdot S} \quad , \quad \sigma_T = \frac{P_i \cdot D}{2 \cdot S} \quad ,$$

wobei P_i der Innendruck, D der Durchmesser und S die Wanddicke des Rohres darstellen. Es gilt also der Zusammenhang:

$$\sigma_T = 2 \cdot \sigma_A \quad .$$

Damit ist die Tangentialspannung unter Last doppelt so groß wie die Axialspannung. In der Druckprüfung ist die Tangentialspannung demnach eine limitierende Größe und wird in der Praxis auf die Hälfte der eigentlichen Streckgrenze des Materials beschränkt. Aufgrund dieser Limitierung sinkt die Nachweiswahrscheinlichkeit eines Umfangsfehlers. Denn es ist möglich, dass während des Betriebs höhere Spannungen in axialer Richtung anliegen als innerhalb der Druckprüfung durch den Innendruck aufgeprägt wurden (thermische Belastungen, Biegungen). Unter diesen Bedingungen wäre ein Risswachstum oder Versagen, das bei der Druckprüfung unentdeckt blieb, möglich.

4.2.3 Richtlinien für Druckprüfungen in verschiedenen Ländern

Wie bereits erwähnt, besteht länderübergreifend keine einheitliche Regelung zur Durchführung von Druckprüfungen. Im Folgenden wird auf die unterschiedlichen Regelungen in verschiedenen Ländern eingegangen. Dabei werden insbesondere wichtige Prüfparameter wie Amplitude des Prüfdrucks, Periode der wiederkehrenden Druckprüfung und Prüftemperatur verglichen. Die vorgestellten Regelungen beziehen sich dabei stets auf Komponenten der Klasse 1 nach ASME-Code, d. h. auf Komponenten der druckführenden Umschließung des Primärkreises.

4.2.3.1 Vorgehensweise in Deutschland

In Deutschland wird die Druckprüfung durch die KTA 3201.4 /KTA 10c/ geregelt. Darin werden folgende Prüfbedingungen gestellt:

- Die Periode einer wiederkehrenden Druckprüfung für Komponenten ist auf 10 Jahre festgelegt.
- Druckprüfungen sind grundsätzlich mit dem 1,3-fachen des Auslegungsdrucks durchzuführen. Bei Abweichung von diesem Wert muss darauf geachtet werden, dass eine durchzuführende Erstdruckprüfung zu einer vergleichbaren sicherheitstechnischen Aussage führt.
- Die Bedingungen während einer Druckprüfung müssen so gewählt sein, dass eine Absicherung gegenüber einem spröden Versagen der Komponente gewährleistet ist. Dazu muss die Prüftemperatur die Referenztemperatur RT_{NDT} um 33 K überschreiten. RT_{NDT} wird dabei durch die KTA 3201.1 /KTA 98/ festgelegt.
- Es wird gefordert, dass die Prüftemperatur nicht höher liegt als $RT_{NDT} + 55$ K.
- Damit die Druckprüfung aussagekräftige Ergebnisse liefert, ist festgelegt, dass unterhalb der Prüftemperatur, Druck- und Temperaturänderungen gemäß dem Betriebshandbuch für An- und Abfahrvorgänge einzustellen sind. Ist die Prüftemperatur erreicht, soll der Druck bis zum maximal zulässigen Betriebsdruck in Schritten von 10 bar pro Minute erhöht werden. Nach Erreichen des maximal zulässigen Betriebsdrucks soll der Druck in Schritten von 1 bis 2 bar pro Minute erhöht werden, bis der Prüfdruck erreicht ist.
- Die Haltezeit bei Prüfdruck soll mindestens eine halbe Stunde betragen.

4.2.3.2 Vergleich der Vorgehensweisen in verschiedenen Ländern

In anderen europäischen und nichteuropäischen Ländern gibt es durchaus verschiedene Vorgehensweisen zur Durchführung von Druckprüfungen, aber auch in vielen Punkten ähnliche Ansätze. Während in einigen Ländern die Druckprüfung einen hohen Stellenwert zur Überprüfung der Komponentenintegrität besitzt, haben andere Länder die Richtlinien zu Druckprüfungen gelockert bzw. es wird zum Teil keine wiederkehrende Druckprüfung mehr durchgeführt. Im Folgenden sollen Unterschiede bzw. Gemeinsamkeiten in unterschiedlichen Ländern herausgestellt werden.

Zur besseren Vergleichbarkeit der Vorgehensweisen einzelner Länder wird eine Unterteilung in zwei Bereiche vorgenommen (siehe /CSN 12/), d. h. es wird zwischen Druckprüfungen, die gleich oder höher als der Auslegungsdruck sind und solchen die höher als der Betriebsdruck jedoch geringer als der Auslegungsdruck sind, unterschieden. Der nachfolgende Vergleich umfasst ausgewählte Länder wie beispielsweise Deutschland, Frankreich, Tschechien, Ungarn, Niederlande, Spanien, Schweiz, USA und Japan (siehe auch **Tabelle 4-1** und **Tabelle 4-2**).

a. Prüfdruck größer oder gleich dem Auslegungsdruck

Der charakteristische Bereich für den Prüfdruck liegt länderübergreifend zwischen dem 1,25- und 1,3-fachen des Auslegungsdrucks. Ausnahmen bilden hier Tschechien und die Schweiz. Die Schweiz legt einen Prüfdruck zugrunde, welcher exakt dem Auslegungsdruck entspricht. Tschechien bezieht sich auf den 1,25-fachen Wert des Betriebsdrucks.

Für die Prüftemperatur ist überwiegend ein einheitlicher Wert von $>RT_{NDT} + 33^{\circ}C$ vorgesehen, welcher auch in der KTA-Regel 3201.4 /KTA 10c/ für Deutschland gefordert wird. Abweichungen hierzu gibt es in Frankreich, wo die Temperatur vom Hersteller zu definieren ist. In Tschechien wird die Prüftemperatur auf $120^{\circ}C$ festgelegt, ohne einen festen Bezug zum RT_{NDT} herzustellen.

Bezüglich der Haltezeit gibt es größere Abweichungen zwischen den einzelnen Ländern. So sind in Ungarn und Tschechien mit jeweils 10 bzw. 12 Minuten, im Unterschied zu Deutschland, Spanien und der Schweiz mit mindestens einer halben Stunde, vergleichsweise kurze Haltezeiten vorgesehen.

Ein weiterer Punkt der unterschiedlich behandelt wird, ist der Zeitpunkt zur Durchführung der Druckprüfung. So wird dieser beispielsweise in den Ländern Deutschland und Spanien noch vor den zerstörungsfreien Prüfungen innerhalb der Revision festgelegt. In Tschechien und Ungarn soll die Druckprüfung nachstehend zu den Prüfungen in der Revision durchgeführt werden /CSN 12/.

Tabelle 4-1 Überblick zu Druckprüfungen in ausgewählten Ländern, Prüfdruck größer oder gleich Auslegungsdruck

Land	Prüfdruck	Periode	Temperatur	Haltezeit
Deutschland	1,3 x AD	10 Jahre	$RT_{NDT} + 33 K < T_{\text{prüf}} < RT_{NDT} + 55K$	0,5 h
Frankreich	1,25 x AD	10 Jahre	Vom Hersteller zu definieren	N/A
Tschechien	1,25 x BD	8 Jahre für ältere Anlage, 6 Jahre für neuere	120° C	0,2 h
Ungarn	1,25 x AD	4 → 8 Jahre	0,29 * BT	
Spanien	1,3 x AD	10 Jahre	$RT_{NDT} + 33 K < T_{\text{prüf}} < RT_{NDT} + 55K$	0,5 h
Schweiz	AD	10 Jahre	$>RT_{NDT} + 33 K$	>0,5 h

b. Prüfdruck zwischen Betriebsdruck und Auslegungsdruck

Für Komponenten der Klasse 1 nach ASME-Code wird u. a. in Belgien, Tschechien, Ungarn, Japan, Niederlande, Slowenien, Spanien und USA in diesem Druckbereich eine Prüfung durchgeführt, während in Deutschland in diesem Druckbereich ausschließlich Komponenten der Klassen 2 und 3 (nach ASME-Code) geprüft werden. Eine gute Übereinstimmung gibt es im Bereich des Prüfdrucks, der beim Großteil der Länder dem Betriebsdruck gleicht und damit eher als eine Dichtheitsprüfung bezeichnet werden kann. Einzige Ausnahmen bilden hier Tschechien und Ungarn, die sich in ihren Richtlinien auf einen jeweiligen Prüfdruck von 1,13 bzw. 1,073 des Betriebsdrucks beziehen.

Die Prüfung in diesem Druckbereich wird im Gegensatz zum vorherigen **Abschnitt 4.2.3.2.a** mit deutlich erhöhter Frequenz durchgeführt. So wird die Prüfung entweder bei jedem Brennelementwechsel wie beispielsweise in Belgien, Niederlande, Spanien und USA oder in einem jährlichen Abstand wie beispielsweise in Tschechien und Ungarn durchgeführt. Eine Ausnahme mit einer Frequenz von 10 Jahren bildet Japan.

Als Prüftemperatur ist in den Ländern Belgien, Niederlande, Schweiz und USA die Betriebstemperatur festgelegt. In Tschechien wird, wie in **Abschnitt 4.2.3.2.a** erwähnt, bei einer Temperatur von 120°C geprüft. Im Gegensatz hierzu wird in Slowenien eine deutlich höhere Prüftemperatur von 650° F (~343° C) verwendet. In Ungarn wird eine von der Betriebstemperatur abhängige Prüftemperatur gewählt, die anlagenspezifisch festgelegt ist /CSN 12/.

Tabelle 4-2 Überblick zu Druckprüfungen in ausgewählten Ländern, Prüfdruck zwischen Betriebsdruck und Auslegungsdruck

Land	Prüfdruck	Periode	Temperatur	Haltezeit
Belgien	1,0 x BD	Brennelementwechsel	1,0 x BT	isoliert: 4 h nicht isoliert: 0,17 h
Tschechien	1,13 x BD	jährlich	120 °C	2 h
Ungarn	1,073 x BD	jährlich	BT / 2.38 bzw. BT / 2.2	Isoliert: 4 h
Japan	1,0 x BD	10 Jahre, 7 Jahre ab Betriebszeit von 30 Jahren	N/A	N/A
Niederlande	1,0 x BD	Brennelementwechsel	1,0 x BT	N/A
Slowenien	1,0 x BD	N/A	~343 °C	4 h
Spanien	1,0 x BD	Brennelementwechsel	N/A	0 – 4 h
USA	1,0 x BD	Brennelementwechsel	1,0 x BT	N/A

4.3 Betriebserfahrung mit Leckereignissen bei Druckprüfungen

4.3.1 Betriebserfahrung mit deutschen Anlagen

Die Bestimmung von Leckereignissen, die bei Druckprüfungen im Allgemeinen und bei Primärkreisdruckprüfungen (RKL-Druckprüfungen) im Besonderen in deutschen Anlagen mit DWR und SWR auftraten, erfolgte mit Hilfe der GRS-Datenbank KomPass. In dieser Datenbank sind alle meldepflichtigen Ereignisse, die an passiven maschinentechnischen Komponenten in deutschen Anlagen aufgetreten sind, erfasst. Als Auswertzeitraum für die Ereignisse wurde der Zeitraum zwischen 1980 und 2010 gewählt. Analysiert wurden Ereignisse an Rohrleitungen der J- und K-Systeme³. Rohrleitungen

³ J-System: Nukleare Wärmeerzeugung (z. B. Reaktorsystem, Primärkühlmittelsystem, Nachkühlssystem, HD-Einspeisesystem);
K-System: Nukleartechnische Hilfsanlagen (z. B. nukleartechnische Zwischenkühlkreise, Kühlmittelbehandlung, Anlagenentwässerungssysteme)

von Wärmetauschern wurden hier nicht berücksichtigt, da Druckprüfungen hier i. d. R. der Prüfung des Wärmetauscher-Behälters dienen und daher bezüglich der Rohrleitungen mantelseitig durchgeführt werden.

Eine Übersicht über den Anteil an Lecks bei RKL-Druckprüfungen, Lecks bei anderen Druckprüfungen, sonstigen Lecks und meldepflichtigen Ereignissen ohne Leck ist in den nachfolgenden Bildern zum einem für die Kalenderjahre und zum anderen für die Betriebsjahre wiedergegeben.

Die Anzahl an Ereignissen pro Jahr unterliegt sehr starken Schwankungen, ohne die Anzahl von in Betrieb befindlichen Anlagen zu berücksichtigen. Eine eindeutige Tendenz kann aus der Verteilung nicht abgeleitet werden (siehe **Bild 4-3**). In den einzelnen Jahren traten in fast allen Fällen mehr Leckereignisse als solche ohne Leckage auf. Dabei ist der Anteil an Lecks, welche bei RKL-Druckprüfungen gefunden wurden, gering (6 Ereignisse) und auch der Anteil an Lecks, welche bei anderen Druckprüfungen entdeckt wurden (25 Ereignisse), fällt niedrig aus.

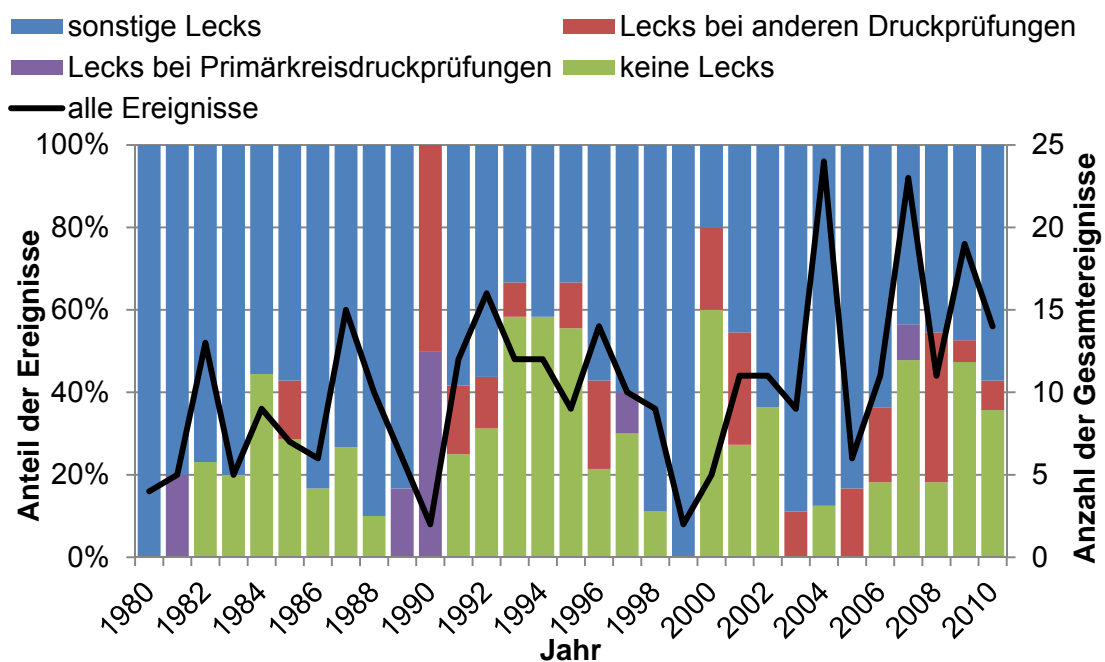


Bild 4-3 Anteile der Ereignisse pro Jahr für Rohrleitungen in deutschen Anlagen mit DWR und SWR, aufgeteilt nach „keine Lecks“/„Lecks“ und Erkennung der Lecks bei verschiedenen Druckprüfungen (1980 – 2010)

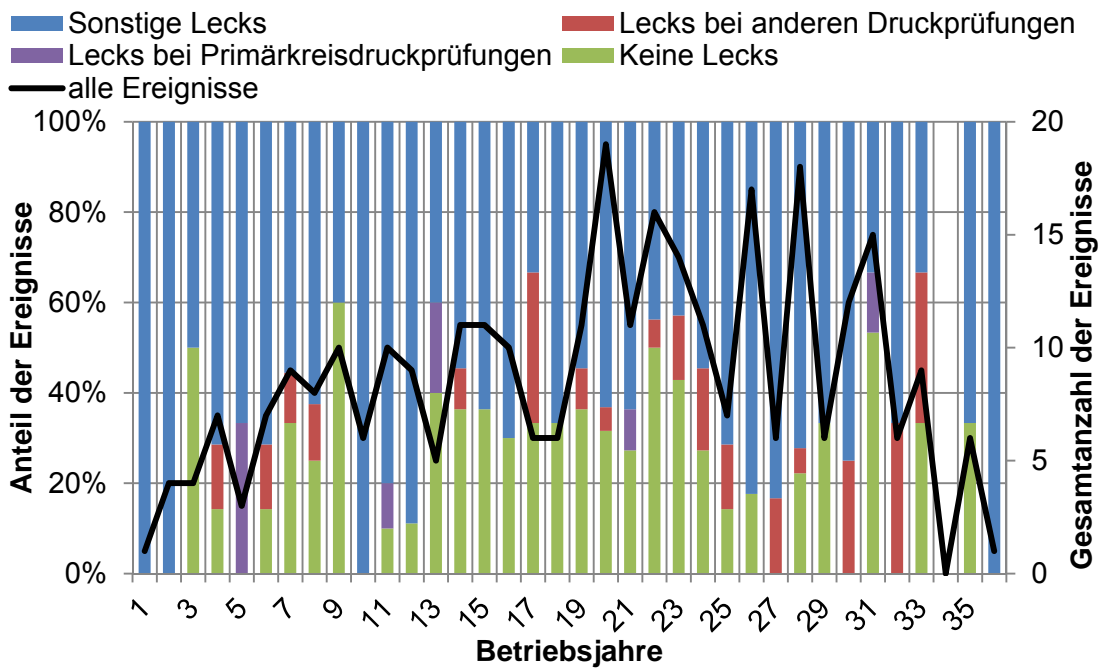


Bild 4-4 Anteile der Ereignisse in den Betriebsjahren für Rohrleitungen in deutschen Anlagen mit DWR und SWR, aufgeteilt nach „keine Lecks“/“Lecks“ und Erkennung der Lecks

Die Verteilung der Ereignisanzahl über die Betriebsjahre in **Bild 4-4** zeigt für die ersten Betriebsjahre einen ungleichmäßig steigenden Trend. Für sehr lange Betriebszeiten wiederum nimmt die Anzahl der Ereignisse ab, da die Anzahl der Anlagen mit solchen langen Betriebszeiten entsprechend abnimmt. Dazwischen kommt es zu sehr starken Schwankungen bei der Gesamtanzahl der Ereignisse, die keinen Hinweis auf einen Trend geben. Auch in dieser Darstellung ist zu erkennen, dass in den einzelnen Betriebsjahren im Allgemeinen Leckereignisse vor Schädigungen ohne Leck überwiegen.

Für den gesamten Betrachtungszeitraum wurde der prozentuale Anteil an Lecks, welche bei Druckprüfungen aufgedeckt wurden, an der Gesamtanzahl an Lecks bzw. meldepflichtigen Ereignissen berechnet und ist in der nachfolgenden **Tabelle 4-3** wiedergegeben.

Tabelle 4-3 Lecks an Rohrleitungen bei Druckprüfungen und Gesamtanzahl der Lecks bzw. der Ereignisse in deutschen DWR- und SWR-Anlagen

Zeitraum	Verhältnis von Lecks bei Druckprüfungen / Gesamt-Lecks	Verhältnis von Lecks bei Druckprüfungen / Gesamt-Ereignissen
1980 – 2010	ca. 13%	ca. 10%

Demnach sind ca. 13% aller Leckereignisse (insgesamt 31 Ereignisse) in den betrachteten Rohrleitungen bei Druckprüfungen aufgetreten. Die aufgetretenen Lecks betrafen vorwiegend Rohrleitungen mit einer Nennweite $DN \leq 50$ mm, wie dies in **Bild 4-5** zu erkennen ist. Die Schäden wurden in nahezu allen Fällen durch chloridinduzierte Spannungsrisskorrosion verursacht (siehe **Tabelle A** im **Anhang A**).

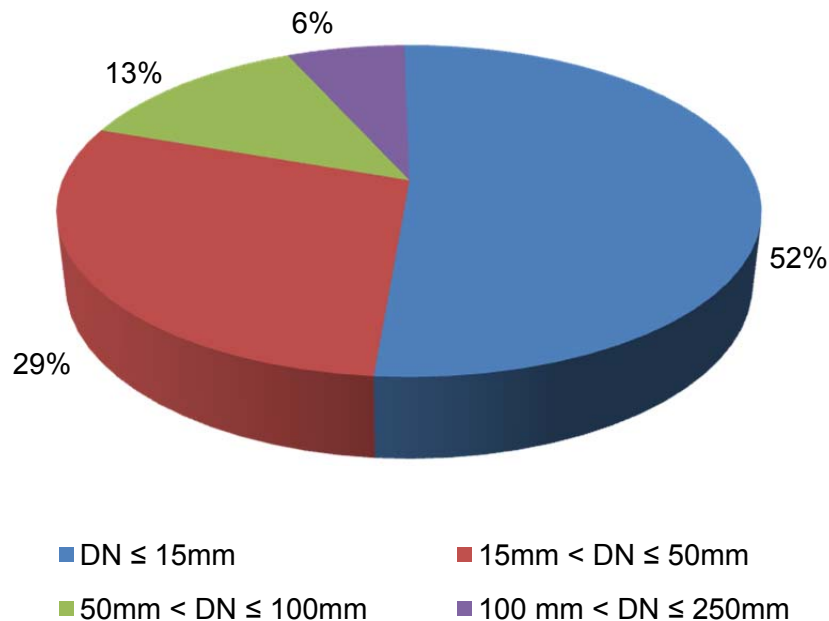


Bild 4-5 Verteilung der Nennweiten (DN) von Rohrleitungen mit Lecks bei Druckprüfungen in deutschen DWR und SWR (Zeitraum 1980 – 2010)

Für die Verteilung der Ereignisse über die Kalenderjahre, wie sie in **Bild 4-3** dargestellt ist, wurde eine zusätzliche Analyse durchgeführt, bei der die Ereignisse nach Nennweiten $DN \leq 50$ mm (**Bild 4-6**) und $DN > 50$ mm (**Bild 4-7**) aufgeteilt wurden. Dabei wurde nur zwischen Ereignissen mit und ohne Leck unterschieden.

In Rohrleitungen mit Nennweiten größer als 50 mm traten insgesamt weniger Schädigungen auf als bei kleineren Nennweiten und es überwiegen hier Ereignisse ohne Leckage. Gründe für diese Unterschiede sind unter anderem, dass viele der Leitungen mit kleinen Nennweiten (Entlüftungsleitungen, Absaugleitungen) im Betrieb drucklos sind. Des Weiteren kann es in diesen Leitungen zu ungünstigen Mediumsbedingungen kommen, wodurch spezielle Schädigungsmechanismen begünstigt werden, wie dies oben schon für die Leckagen an Kleinleitungen bei Druckprüfungen aufgezeigt wurde.

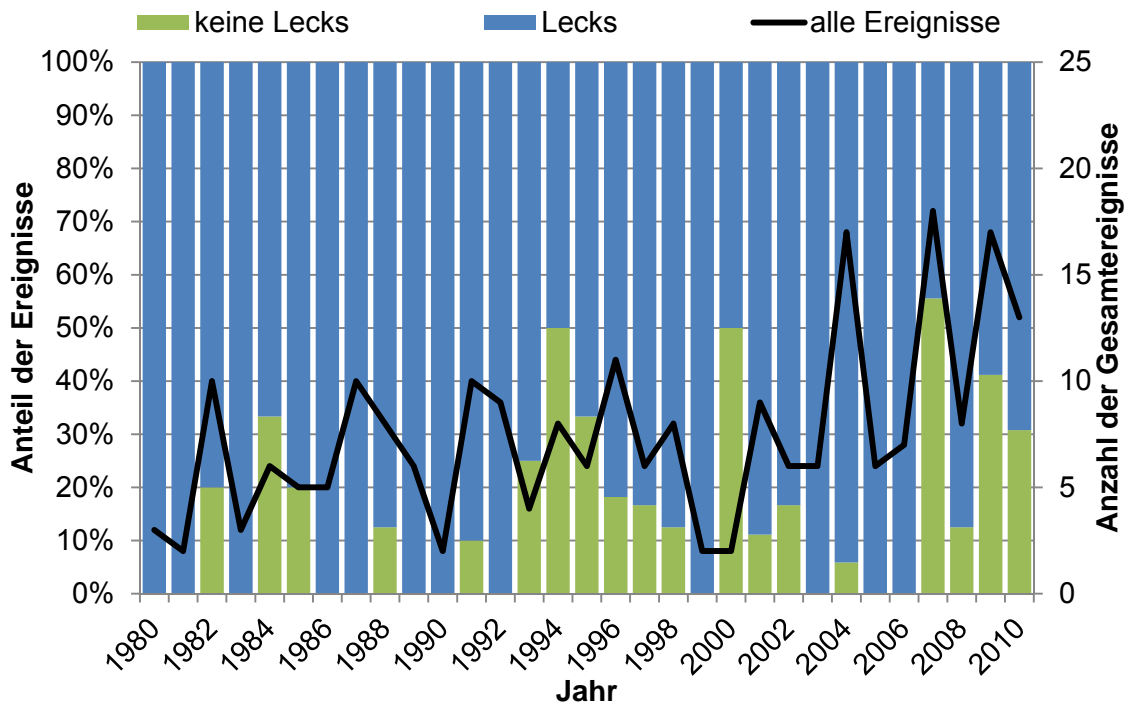


Bild 4-6 Anteile der Ereignisse pro Jahr für Rohrleitungen mit Nennweiten DN ≤ 50 mm in deutschen DWR und SWR (1980 – 2010)

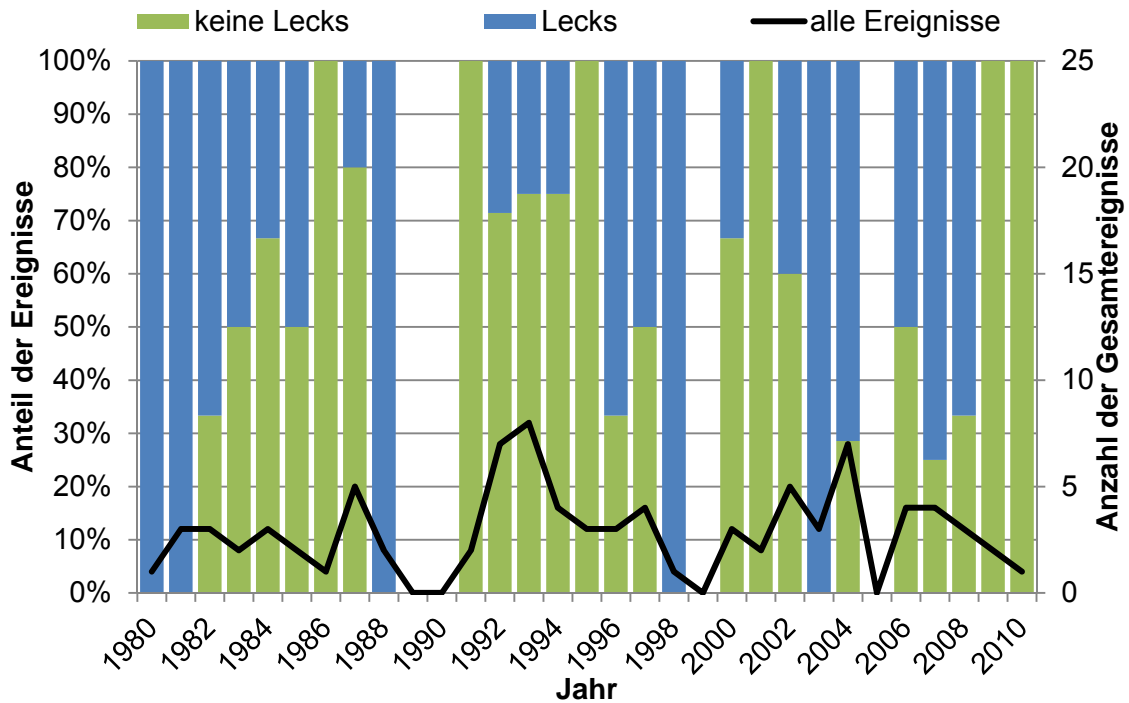


Bild. 4-7 Anteile der Ereignisse pro Jahr für Rohrleitungen mit Nennweiten DN > 50 mm in deutschen DWR und SWR (1980 – 2010)

Das Entstehen von wanddurchdringenden Rissen bei Rohrleitungen größerer Nennweiten dauert auf Grund der Wanddicke länger als bei kleineren Nennweiten – bei gleicher Belastung und Risswachstumsgeschwindigkeit. Daher können, auch wenn die Prüfintervalle für kleine und große Nennweiten identisch sein sollten, bei größeren Nennweiten Schädigungen u. U. noch rechtzeitig entdeckt werden bevor eine Leckage auftritt.

Im untersuchten Zeitraum traten insgesamt sechs Lecks bei RKL-Druckprüfungen auf. Hierzu zählten Impuls-, Entwässerungs-, Entlüftungs- und RDB-Deckelleckage-Detektionsleitungen mit Nennweiten von 25 mm oder kleiner. Zwei dieser Ereignisse betrafen Leitungsabschnitte, die nicht absperbar sind, innerhalb der Druckführenden Umschließung (DFU) liegen, und während des normalen Betriebes mit dem Betriebsdruck innerhalb des Reaktorkühlkreises beaufschlagt werden.

Die übrigen vier Leitungsabschnitte sind während des normalen Betriebes i. d. R. drucklos oder stehen unter leichtem Unterdruck. Dennoch sind sie gegenüber dem Betriebsdruck ausgelegt und werden im Rahmen der RKL-Druckprüfung mitgeprüft. Jedoch können die betroffenen Leitungsabschnitte im Bedarfsfall abgesperrt werden.

Die Absperrbarkeit stellt eine weitere Beschränkung des Umfangs an relevanten Rohrleitungen dar. Auch für diese Auswahl wurde wie oben der Anteil der Ereignisse, aufgefunden bei RKL-Druckprüfungen, in Bezug zu der Gesamtzahl der Lecks in der DFU berechnet und ist in der nachfolgenden **Tabelle 4-4** wiedergegeben.

Tab. 4-4 Lecks in Rohrleitungen der DFU bei RKL-Druckprüfungen und Gesamtanzahl der Lecks in der DFU

Zeitraum	Verhältnis von Lecks bei RKL-Druckprüfungen / Gesamt-Lecks (jeweils nur innerhalb der DFU)
1980 – 2010	7,41%

Der Anteil an vorgefundenen Lecks bei Druckprüfungen innerhalb der DFU fällt hier etwas niedriger aus im Vergleich zu Druckprüfungen im Allgemeinen (s. vorheriger Abschnitt). Dieser geringere Anteil kann damit erklärt werden, dass die Komponenten der DFU neben der RKL-Druckprüfung auch mit anderen zerstörungsfreien Prüfungen in kürzeren Abständen als bei der RKL-Druckprüfung untersucht werden. Dadurch werden schon im Vorfeld, d. h. bevor es zu einem Leckereignis kommen kann, Schädigungen an diesen Rohrleitungen aufgefunden und behoben.

Im gesamten Betrachtungszeitraum traten innerhalb der DFU 27 Lecks auf, von denen zwei bei RKL-Druckprüfungen entdeckt wurden. Zwölf dieser Lecks wurden im Stillstand oder bei Revisionen entdeckt. Der überwiegende Teil der Rohrleitungen hat Nennweiten kleiner oder gleich 25 mm und nur zwei Rohrleitungen mit einer Nennweite von 50 mm waren betroffen.

Trotz der geringen Anzahl an Ereignissen kann festgestellt werden, dass Druckprüfungen innerhalb der DFU nach wie vor einen Beitrag zur Integritätsabsicherung leisten.

4.3.2 Druckprüfungen in ausländischen Anlagen mit DWR und SWR

Zum Vergleich der deutschen Betriebserfahrung mit derjenigen in ausländischen Anlagen, wurden Ereignisse in der OPDE-Datenbank ausgewertet. Die OPDE-Datenbank der OECD/NEA erfasst die internationale Betriebserfahrung zu Ereignissen an Rohrleitungen und wurde 2010 durch die Datenbank CODAP abgelöst.

Die Auswertung der Ereignisse erfolgte nicht nach Ländern aufgeschlüsselt, so dass Datenbankeinträge von deutschen KKW hier ebenfalls mitgezählt wurden. Eine grundsätzliche Eingrenzung der Ereignisse wurde durch die folgenden Kriterien vorgenommen:

- nur Ereignisse im Zeitraum 1980 bis 2010
- nur Rohrleitungen der ASME-Klasse 1 bzw. 1 und 2, um zu den J- und K-Systemen in deutschen Anlagen vergleichbare Systemabschnitte zu berücksichtigen.

Für die Suche nach Leckereignissen, die bei Druckprüfungen aufgetreten sind, wurde „Hydrotesting“ als Such-Stichwort für die „Art der Erkennung“ verwendet. Des Weiteren konnten durch die Angabe von „Event Category“ diejenigen Ereignisse gefiltert werden, welche die DFU betrafen („RCPB-Leak“; RCPB: reactor coolant pressure boundary).

Eine Einschätzung, inwieweit es sich bei den Druckprüfungen um RKL-Druckprüfungen handelte, war mit den vorliegenden Daten nicht möglich. Ebenso lagen keine Informationen vor inwieweit die Lecks im RCPB (DFU) absperrbar waren oder nicht. Daher wurden diese Lecks alle als nicht absperrbar behandelt.

Tabelle 4-5 Leckereignisse an Rohrleitungen, Erkennung durch Druckprüfungen in ausländischen Anlagen mit DWR und SWR im Zeitraum 1980 - 2010

Art der Lecks	ASME Rohrleitungsklasse	
	Anzahl (Class 1 und 2)	Anzahl (Class 1)
Lecks insgesamt	839	368
Lecks innerhalb RCPB	282	260
Lecks innerhalb RCPB entdeckt durch Hydrotesting	16	15
Lecks insgesamt entdeckt durch Hydrotesting	43	22
Lecks außerhalb RCPB entdeckt durch Hydrotesting	27	7

Tabelle 4-5 gibt die Anzahl der gefundenen Ereignisse und **Tabelle 4-6** das Verhältnis von Lecks bei Druckprüfungen zur Gesamtanzahl der Lecks im RCPB wieder. Der Anteil der Leckereignisse innerhalb der DFU, die bei Druckprüfungen entdeckt wurden, fällt geringfügig niedriger aus im Vergleich zur deutschen Betriebserfahrung.

Tab. 4-6 Verhältnis von Lecks an Rohrleitungen innerhalb und außerhalb der DFU bei Druckprüfungen zur Gesamtanzahl der Lecks in ausländischen Anlagen mit DWR und SWR im Zeitraum 1980 - 2010

Leckanteil	ASME Rohrleitungsklasse	
	Class 1 und 2	Class 1
Anteil Lecks bei Hydrotesting – RCPB (DFU) / Lecks im RCPB (DFU)	5,67%	5,77%
Anteil Lecks bei Hydrotesting – RCPB (DFU) / Lecks gesamt	1,91%	4,08%
Anteil Lecks bei Hydrotesting – nicht RCPB / Lecks gesamt	3,22%	1,90%

4.4 Einfluss der Druckprüfung auf die Strukturzuverlässigkeit

Mit der Zielsetzung, die Bedeutung der Druckprüfung im Prüfkonzept besser einordnen zu können, wurde eine systematische quantitative Untersuchung zum Einfluss der Druckprüfung auf die Versagenswahrscheinlichkeit von Rohrleitungen vorgenommen. Die Vorgehensweise und die erzielten Ergebnisse sind im Folgenden beschrieben.

4.4.1 Verwendetes Rechenprogramm

Die Analyse wurde mit dem GRS-Rechenprogramm PROST (**Probabilistische Strukturberechnung passiver Komponenten**) zur quantitativen Berechnung von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten in Rohrleitungen für Ermüdungsbelastungen durchgeführt. Die Berechnungen erfolgten mit der Version PROST 2.1, die so erweitert wurde, dass Druckprüfungen berücksichtigt werden können (s. **Abschnitt 4.4.2**). Eine detaillierte Beschreibung des Leistungsumfangs der Ausgangsversion Prost 2.0 ist in /GRS 04b/ zu finden. Informationen zum Leistungsumfang der darauf aufbauenden Version 2.1 sind in /GRS 08/ dokumentiert.

PROST ist ein Programm, das mit Hilfe von probabilistischer Bruchmechanik und zusätzlichen deterministischen Annahmen die Berechnung von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten für verschiedene Rohrleitungsgeometrien, Belastungsannahmen und Rissverteilungen durchführen kann. In der Analyse mit PROST werden nachfolgend Leckwahrscheinlichkeiten von Rohrleitungen ferritischer Werkstoffe mit anfänglichen semi-elliptischen, innenseitigen Umfangsrissen unter zyklischen Belastungen in einer Ermüdungsanalyse und mit zeitlich modelliertem Risswachstum berechnet.

Anfänglich gewählte Eingangsparameter bilden die Grundlage für eine Parameterstudie, welche in **Abschnitt 4.4.3** vorgestellt wird. Als Referenzparameterdatensatz für die Untersuchungen wurde der Datensatz aus der „NURBIM fatigue benchmark study“ verwendet (siehe /NUR 04/) und entsprechend variiert. Der Datensatz wird in **Abschnitt 4.4.3.1** näher charakterisiert. Der Eingangsparametersatz wird über eine Benutzeroberfläche eingegeben (siehe **Bild 4-8**).

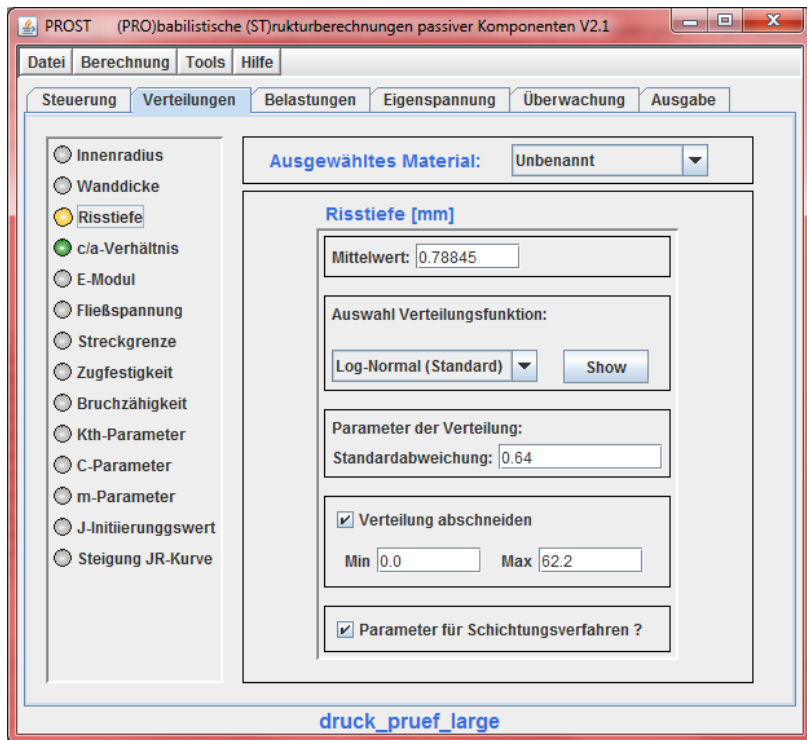


Bild 4-8 Eingabemaske des Rechenprogramms PROST 2.1

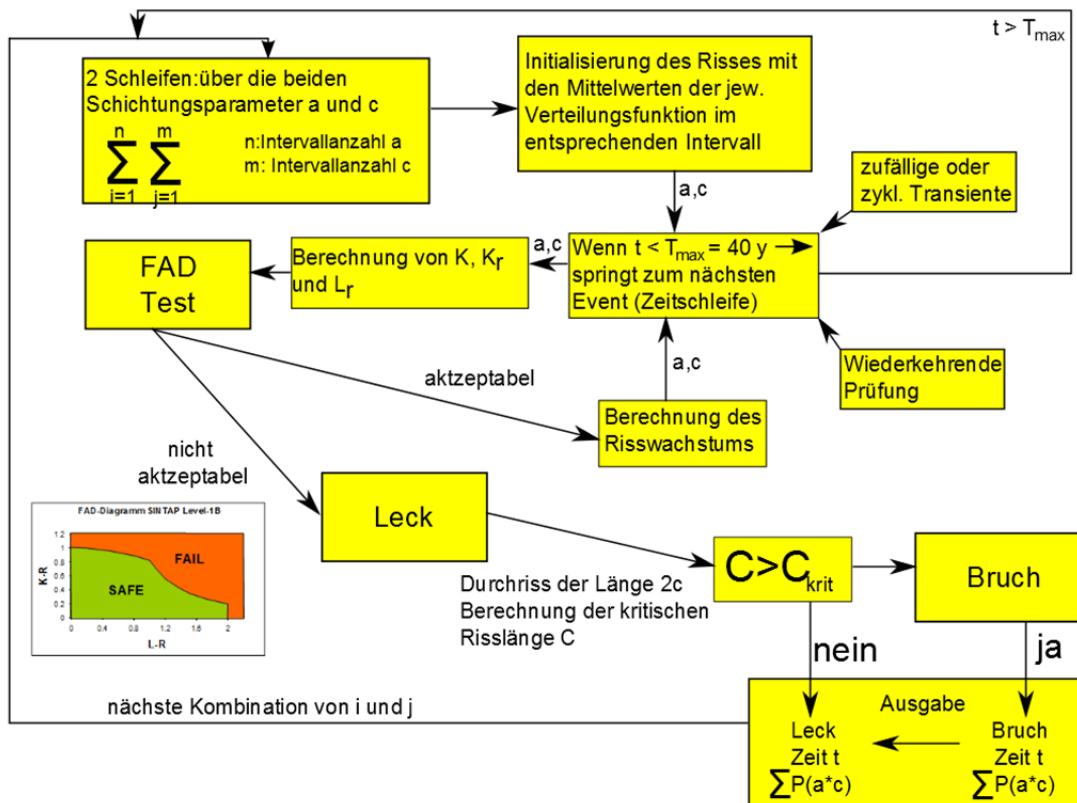


Bild 4-9 Ablaufschema der Berechnung mit PROST im Schichtungsverfahren

Einen qualitativen Überblick zu den Rechenschritten von PROST gibt **Bild 4-9**. Bei dem angewandten Schichtungsverfahren werden zwei Schichtungsparameter durch Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen beschrieben. Diese Verteilungsfunktionen werden diskretisiert, wobei die Intervallanzahl die Genauigkeit der Ergebnisse bestimmt (siehe **Abschnitt 4.4.3.1**). Im Programm gibt es zwei Hauptschleifen, welche die jeweiligen Intervalle der Verteilungsfunktionen der beiden Schichtungsparameter nacheinander durchlaufen.

In den nachfolgenden Rechnungen wurden stets die Risstiefe und die Risslänge als Schichtungsparameter gewählt. Den restlichen Eingangsparametern werden feste Werte zugeordnet⁴, die während der Parameterstudie in verschiedenen Rechendurchläufen variiert wurden.

Für alle Intervallkombinationen wird von einem Ausgangsriss startend, ein Ermüdungsrisswachstum berechnet und dann mit dem FAD-Diagramm auf ein Versagen geprüft (siehe **Bild 4-10**) /BSI 00/. Die Versagenswahrscheinlichkeiten können dem Betriebsjahr eindeutig zugeordnet und aufaddiert werden. Die aufaddierte Versagenswahrscheinlichkeit bis zum jeweiligen Betriebsjahr wird im weiteren als akkumulierte Leckwahrscheinlichkeit bzw. Versagenswahrscheinlichkeit bezeichnet.

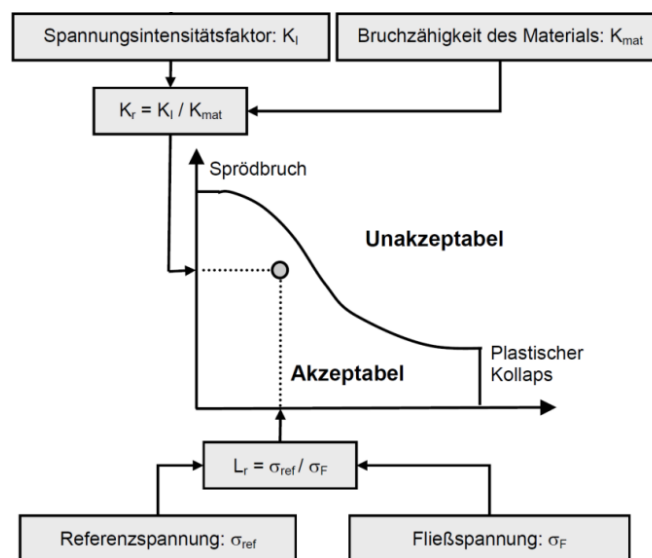


Bild 4-10 Failure Assessment Diagramm (FAD) schematisch

⁴ Auch diese Parameter können in PROST mit Verteilungsfunktionen beschrieben werden. Unter Angabe des Mittelwerts und der Standardabweichung kann bei jedem neuen Rechendurchlauf ein statistischer Wert aus der Verteilungsfunktion bestimmt werden.

4.4.2 Anpassung von PROST zur Berücksichtigung von Druckprüfungen

Eine Berücksichtigung von Druckprüfungen war in der ursprünglich verwendeten PROST-Version 2.1 nicht vorhanden, so dass eine Implementierung zusätzlicher Routinen nötig war, um die Druckprüfung in die probabilistischen Berechnungen einzubinden. Aufbauend auf dem Flussdiagramm aus **Bild 4-9** zeigt **Bild 4-11** das Schema zur Berechnung der Versagenswahrscheinlichkeit mit der zusätzlichen Leistung einer Erstdruckprüfung sowie einer wiederkehrenden Druckprüfung. Über die Benutzeroberfläche lässt sich dann sowohl die Periode als auch der Prüfdruck⁵ einstellen. Die Erstdruckprüfung stellt das erste Ereignis des Zeitstrahls dar und wird lediglich einmal ausgeführt.

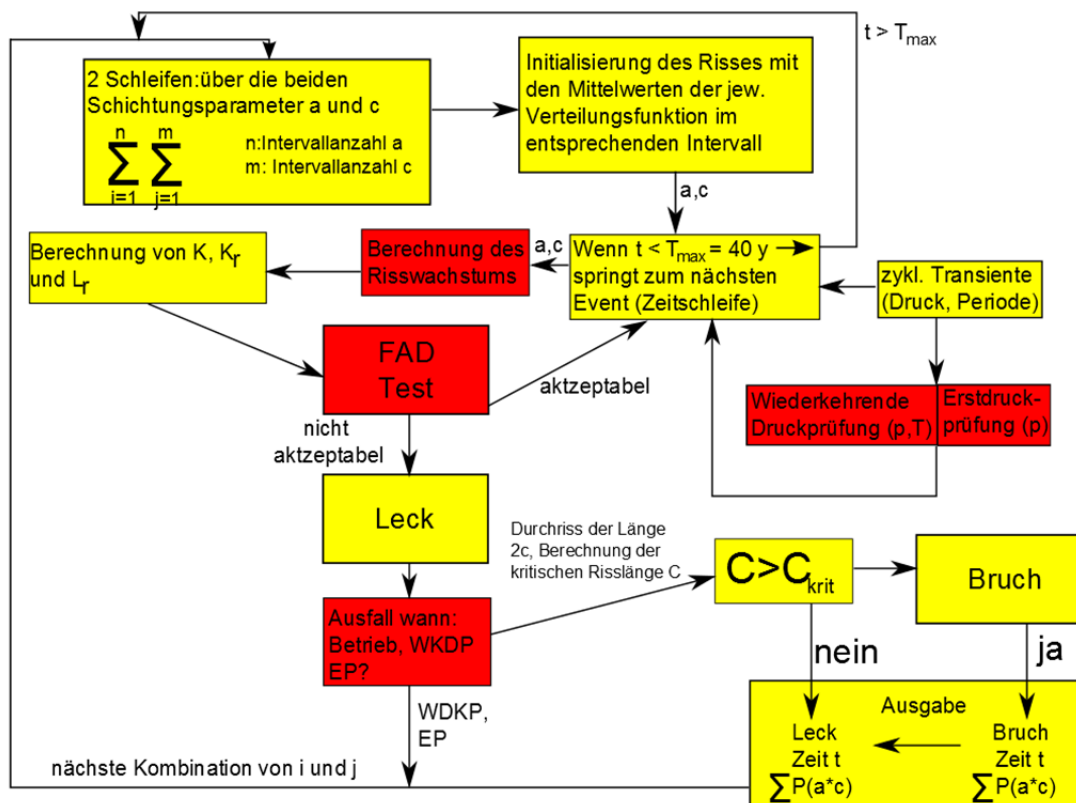


Bild 4-11 Schema der Berechnung im Schichtungsverfahren nach Implementation der Routinen für die Druckprüfung

In **Abschnitt 4.4.3** sind die Untersuchungen zur Veränderung der akkumulierten Leckwahrscheinlichkeit in Abhängigkeit unterschiedlicher Eingangsparameterkombinationen beschrieben. In diesem Zusammenhang wird zwischen betrieblichem Versagen und

⁵ Es sind Axialspannungen anzugeben, die anhand der Kesselformel berechnet werden können.

dem Gesamtversagen unterschieden. Beim Gesamtversagen wird zusätzlich zum betrieblichen Versagen das Versagen während der Druckprüfungen mit berücksichtigt.

Um die akkumulierte Leckwahrscheinlichkeit bei Druckprüfungen korrekt berechnen zu können, musste gegenüber der PROST-Version 2.1 der Programmiercode entsprechend angepasst werden. So wurde neben der Leistung zur Berücksichtigung von Druckprüfungen auch ein Entscheidungsbaum implementiert, der unterscheiden kann, bei welchem Ereignis das Leck gefunden wurde, also bei einer betrieblichen Transiente oder während einer Erstdruckprüfung bzw. einer wiederkehrenden Druckprüfung. Wie in **Bild 4-11** zu erkennen ist, wurde weiterhin die Berechnung des Risswachstums in der Zeitschleife noch vor der Bestimmung der FAD-Parameter K_r und L_r durchgeführt. Damit wird sichergestellt, dass der durch eine Druckprüfung wachsende Riss im selben Zeitereignis detektiert wird.

4.4.3 Parameterstudie mit PROST anhand einer Ermüdungsanalyse

Mit dem zur Berücksichtigung von Druckprüfungen angepassten Rechenprogramm (siehe **Abschnitt 4.4.2**) wurde eine Ermüdungsanalyse durchgeführt. Hierzu wurde von einem anfänglichen semi-elliptischen, innenseitigen Umfangsriss ausgegangen, der durch zyklische Belastungen während des Betriebs beansprucht wird und unter den gegebenen Bedingungen weiterwächst. Zur Berechnung des Risswachstums diente dabei das Paris Law /JBE 63/.

4.4.3.1 Qualitätssicherung

- **Validierung des Datensatzes**

In den Berechnungen mit PROST wurden die Eingangsparameter aus der NURBIM-Studie eingesetzt. NURBIM war ein von der Europäischen Kommission gefördertes Projekt, das sich mit „best practice“ Methoden zur Erstellung von Kriterien für einen risikoinformierten Ansatz zur Durchführung wiederkehrender Prüfungen beschäftigte. In /NUR 04/ wurde unter anderem eine Studie zur Ermüdungsbruchanalyse mit verschiedenen probabilistischen Rechenprogrammen (PRODIGAL, ProSACC, PROST und WinPRAISE) unter Verwendung eines einheitlichen Eingangsparametersatzes durchgeführt.

In dieser Studie wurden insgesamt drei verschiedene Rohrleitungsdurchmesser (klein: 66,7 mm, mittel: 257,4 mm, groß: 736,6 mm) untersucht. Zur Parametervariation stellte /NUR 04/ neben dem Basisdatensatz einen Datensatz für eine besonders hohe bzw. für eine besonders niedrige Abschätzung der Eingangsparameter zur Verfügung (low-value, high-value). Die Datensätze sind in den **Tabellen B-1 bis B-3** (siehe **Anhang B**) zusammengefasst. Die Eingabedatensätze dieser Studie wurden als Grundlage für die Analyse zur Druckprüfung benutzt.

Aus Gründen der Qualitätssicherung wurden zunächst die Werte der Versagenswahrscheinlichkeiten aus der „NURBIM Fatigue Benchmark Study“ /NUR 04/ bestätigt. Dieses Vorgehen diente zur Überprüfung der aktualisierten Version des Rechenprogramms PROST (siehe **Abschnitt 4.4.2**), das mit gleichem Eingabeparametersatz vergleichbare Ergebnisse liefern soll. Zur Validierung wurde der Basisparametersatz für das kleine, mittlere und große Rohr verwendet (siehe **Anhang B, Tabelle B-1**). **Bild 4-12** zeigt die akkumulierte, betriebliche Leckwahrscheinlichkeit nach 40 Jahren für verschiedene Rohrdurchmesser. Verglichen werden die Werte aus /NUR 04/ mit denjenigen, die in der angepassten Version von PROST berechnet wurden.

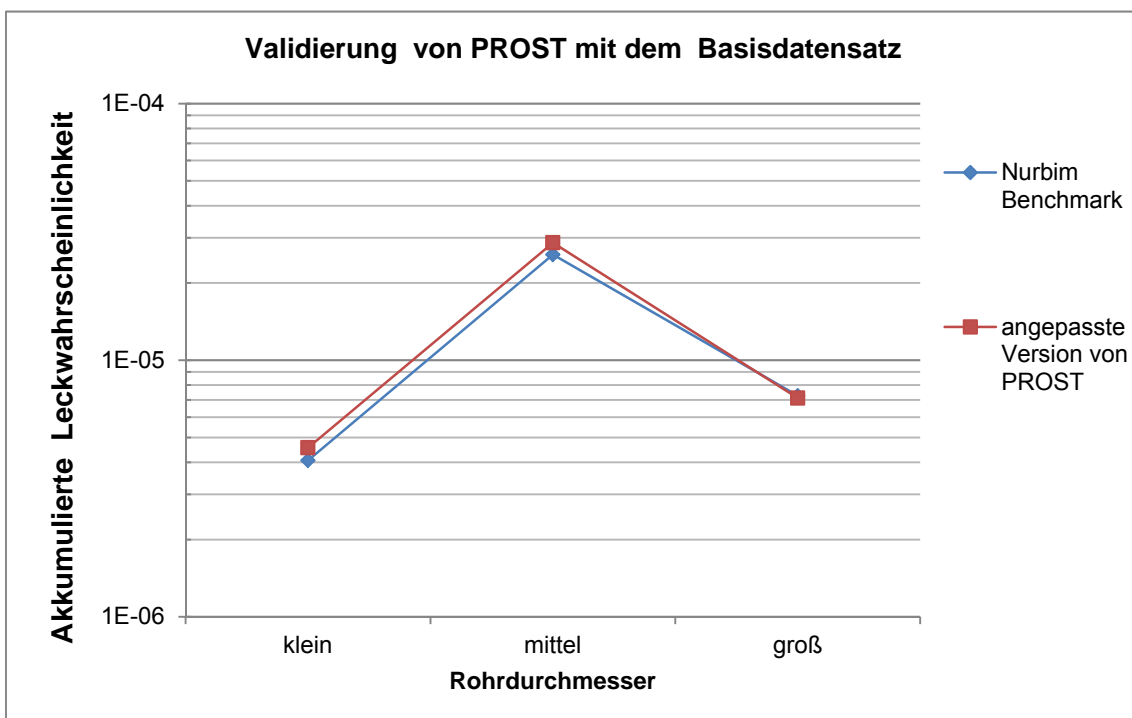


Bild 4-12 Akkumulierte Leckwahrscheinlichkeit über einen Zeitraum von 40 Jahren bei unterschiedlichen Rohrdurchmessern

Es ist zu erkennen, dass die Datenpunkte in guter Näherung übereinstimmen. Die Werte mit der neuen PROST Version liegen etwas oberhalb der ursprünglichen Werte, was an der feineren Intervalleinteilung in den neuen Berechnungen liegt.

- **Intervalleinteilung im Schichtungsverfahren**

Als Schichtungsparameter wurden für die Berechnungen die Risstiefe a und die Risslänge c verwendet. Für die Risstiefe wurde als Verteilungsfunktion eine Lognormal-Verteilung gewählt. Die Risslänge wird in PROST abhängig von der Risstiefe als Verhältnis c/a behandelt. Für diesen Schichtungsparameter wurde eine Exponentialfunktion angesetzt. Die Verteilungsfunktionen sind durch Mittelwert und Standardabweichung im Basisdatensatz eindeutig definiert (siehe **Bild 4-13** für die Verteilungsfunktion der Risstiefe).

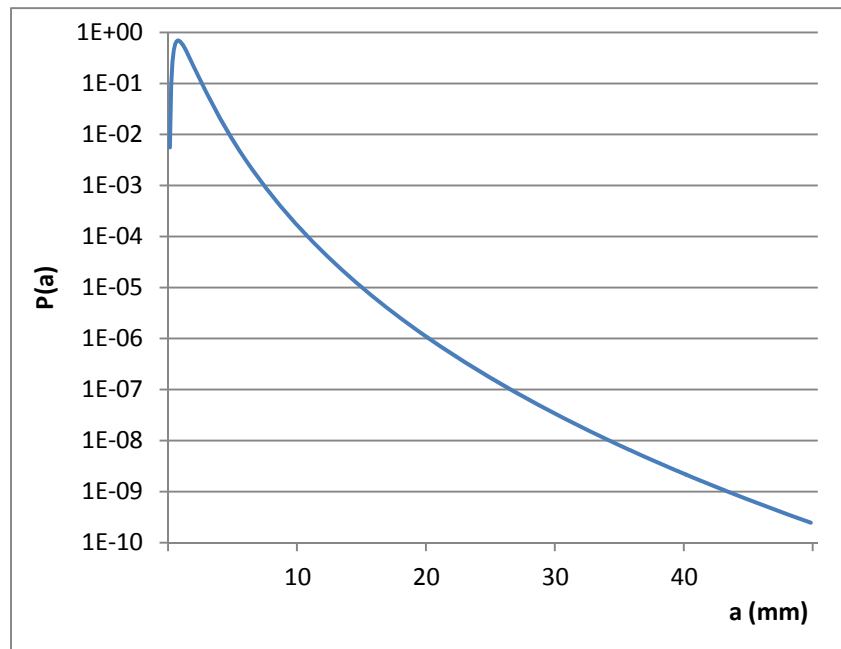


Bild 4-13 Verteilungsfunktion für die Risstiefe a

Für die Güte der Berechnungen ist es wichtig, die richtige Intervallanzahl für die Verteilungsfunktionen im Schichtungsverfahren festzulegen, denn mit zunehmend feinerer Diskretisierung steigt die Genauigkeit für die zu berechnende Leckwahrscheinlichkeit. Die Diskretisierung hat zudem einen beträchtlichen Einfluss auf die Rechenzeit, so dass bei einer zu feinen Intervallschachtelung der Rechenprozess sehr viel Zeit in Anspruch nehmen würde. **Bild 4-14** zeigt den Verlauf der akkumulierten Leckwahrscheinlichkeit im jeweiligen Betriebsjahr unter Verwendung von zwei verschiedenen Intervallschachtelungen.

Die Berechnung der Leckhäufigkeiten erfolgte mit der Annahme von wiederkehrenden Druckprüfungen mit einer Frequenz von einem bzw. vier Jahren. Es zeigt sich für beide Fälle, dass bei einer Intervallschachtelung⁶ von 10x10 der Kurvenverlauf sehr abgehackt ist und sehr starken Schwankungen unterliegt. Dies führt zu Ungenauigkeiten, so dass Abweichungen insbesondere nach einer Betriebszeit von 40 Jahren festzustellen sind. Bei der feineren Intervallschachtelung von 100x100 sehen die Kurven indessen äußerst glatt und gleichförmig aus. Bei weiterer Verfeinerung der Intervallanzahl, ist keine Verbesserung in der Auflösung mehr zu erkennen. Daher wurde im weiteren Verlauf der Berechnungen die Intervallschachtelung für die Verteilungsfunktionen auf 100x100 gesetzt.

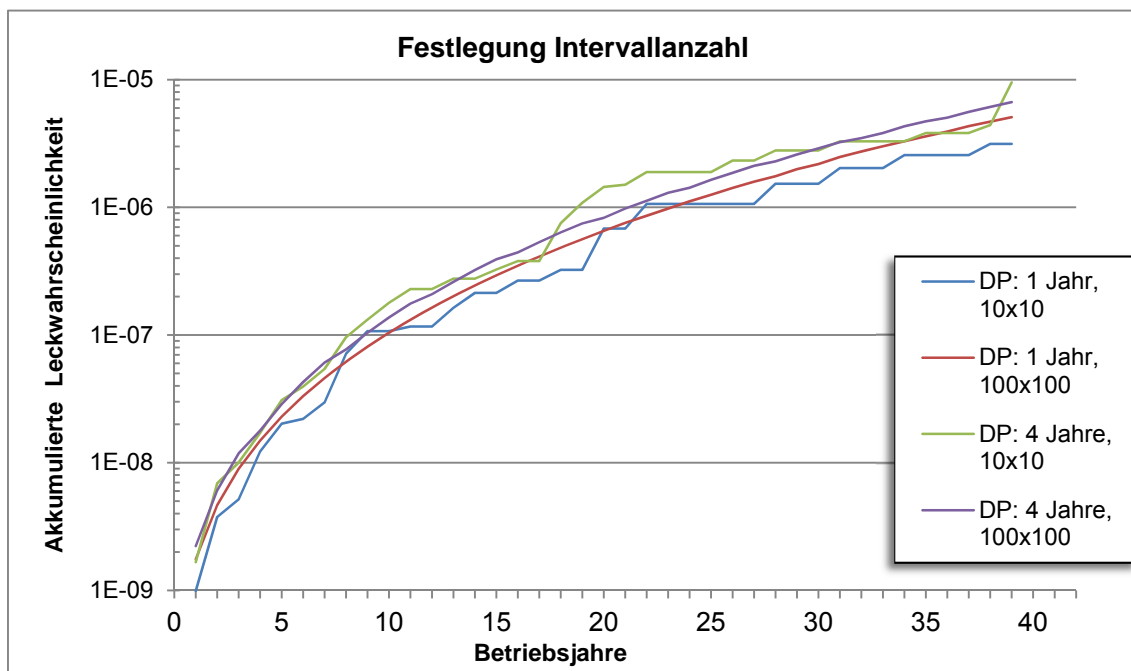


Bild 4-14 Akkumulierte Leckwahrscheinlichkeit gegenüber dem Betriebsjahr für die Intervallschachtelung 10x10 bzw. 100x100 mit verschiedenen Frequenzen der wiederkehrenden Druckprüfung

⁶ 10x10 bedeutet, dass sowohl die Verteilungsfunktion für die Risstiefe als auch für die Risslänge in jeweils zehn Intervalle unterteilt wird. Damit wird die Schleife der Schichtungsparameter 100-mal durchlaufen.

4.4.3.2 Untersuchungen zur Erstdruckprüfung

Als Eingabeparameter für die Untersuchungen zur Bedeutung der Erstdruckprüfung wurde ausschließlich der Basisdatensatz aus /NUR 04/ (siehe **Anhang B, Tabelle B-1**) verwendet. Dabei wurde der Prüfdruck variiert.

Bild 4-15 zeigt den Verlauf der akkumulierten Leckwahrscheinlichkeit gegenüber dem Betriebsjahr. Gezeigt ist das betriebliche Versagen. Aufgetragen sind Verläufe mit und ohne Erstdruckprüfung. Die vier dargestellten Kurven sind nahezu deckungsgleich, d. h. es sind kaum Abweichungen in der akkumulierten Leckwahrscheinlichkeit zu erkennen. Leichte Unterschiede sind nur in den ersten Betriebsjahren sichtbar. Hier sind die Versagenswahrscheinlichkeiten für die Berechnungen mit Erstprüfung minimal geringer. Des Weiteren gilt, je größer der Prüfdruck der Erstdruckprüfung desto geringer ist die Versagenswahrscheinlichkeit. Insbesondere tritt im ersten Betriebsjahr kein Leck auf, wenn der Prüfdruck der Erstdruckprüfung einen Mindestwert von 350 bar hat. Mit ansteigender Betriebszeit nähern sich alle Kurven an, so dass nach 40 Jahren keine sichtbare Differenz in der akkumulierten Leckwahrscheinlichkeit mehr festzustellen ist.

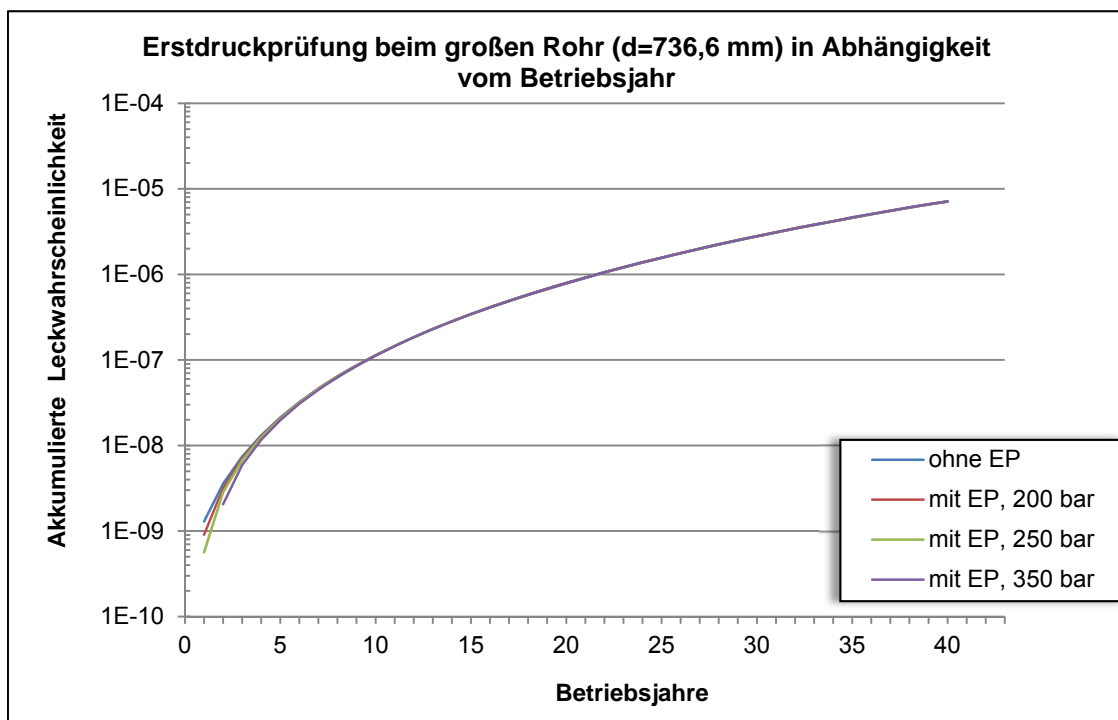


Bild 4-15 Entwicklung des betrieblichen Versagens bei verschiedenen Drücken in der Erstdruckprüfung (Rohrleitung mit großem Durchmesser)

Die angesprochenen Abweichungen in den ersten Betriebsjahren können mit Hilfe der zugrundeliegenden Verteilungsfunktionen erklärt werden. Flache und kleine Risse kommen häufiger vor als tiefe und lange. Die tiefen und langen Risse führen in den ersten Jahren zum Versagen. Sie haben aber auf die akkumulierte Leckwahrscheinlichkeit nach 40 Jahren nur einen geringen Einfluss, da deren Eintrittswahrscheinlichkeit in der Verteilungsfunktion sehr klein ist. In der Erstdruckprüfung werden tiefe und lange Risse mit einer geringen Eintrittshäufigkeit entdeckt. Damit ist der Effekt einer Erstdruckprüfung lediglich in den ersten Betriebsjahren sichtbar. Hier gilt, wie zuvor erwähnt der Zusammenhang, dass je größer der Prüfdruck, desto geringer ist die Versagenswahrscheinlichkeit im Betrieb, da durch die steigenden Belastungen auch die Nachweiswahrscheinlichkeit eines Risses innerhalb der Druckprüfung erhöht wird.

Bild 4-15 liefert eine weitere wichtige Erkenntnis: Trotz Erhöhung des Prüfdrucks von 200 bar auf 350 bar ist keine Erhöhung der Versagenswahrscheinlichkeit bis zum Ende der Betriebszeit zu erkennen. Damit hat die Erstdruckprüfung in den aufgezeigten Druckbereichen über einen längeren Zeitraum keine negativen Auswirkungen auf die Leckhäufigkeit im Betrieb.

- **Fazit zur Erstdruckprüfung**

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass die Erstdruckprüfung zwar nur geringen Einfluss auf die Versagenswahrscheinlichkeit in späteren Betriebsjahren besitzt, jedoch mit hoher Wahrscheinlichkeit ausschließt, dass eventuell vorhandene tiefe und lange Risse zu einem frühen Versagen im Betrieb führen.

Die Ergebnisse für die Erstprüfung mit Rohrleitungen mittlerer und kleiner Durchmesser sind im **Anhang C (Bilder C-1 und C-2)** zu finden. Sie bestätigen die für Rohrleitungen mit großem Durchmesser erhaltenen Ergebnisse.

4.4.3.3 Untersuchungen zu wiederkehrenden Druckprüfungen

In den folgenden Berechnungen wird der Einfluss einer wiederkehrenden Druckprüfung (WKDP) auf das betriebliche Versagen untersucht. Es wird stets eine Erstdruckprüfung durchgeführt. Der Prüfdruck der Erstprüfung wird demjenigen der WKDP angepasst.

- **Abhängigkeit von der Prüffrequenz**

Zunächst wurde die Prüffrequenz der WKDP variiert. Der Wertebereich für die Zyklen wurde ganzzahlig zwischen einem und vier Jahren verändert. Verglichen mit der Zyklenzahl der betrieblichen Transiente (500 Zyklen pro Jahr) ist die Prüffrequenz der WKDP wesentlich kleiner, prägt der Rohrleitung allerdings eine deutlich höhere Primärspannung auf.

Bild 4-16 zeigt die Ergebnisse der akkumulierten Leckwahrscheinlichkeit für das betriebliche Versagen bei einem Prüfdruck von 200 bar für eine Rohrleitung mit großem Durchmesser. Die Ergebnisse für Rohrleitungen mittlerer und kleiner Durchmesser sind im **Anhang D (Bilder D-1 und D-3)** zu finden. Zu erkennen ist, dass mit Erhöhung der Prüffrequenz das betriebliche Versagen sinkt. Im Gegensatz zu den Ergebnissen der Erstdruckprüfung (siehe **Abschnitt 4.4.3.2**) ist dieser Effekt auch nach 40 Jahren deutlich erkennbar.

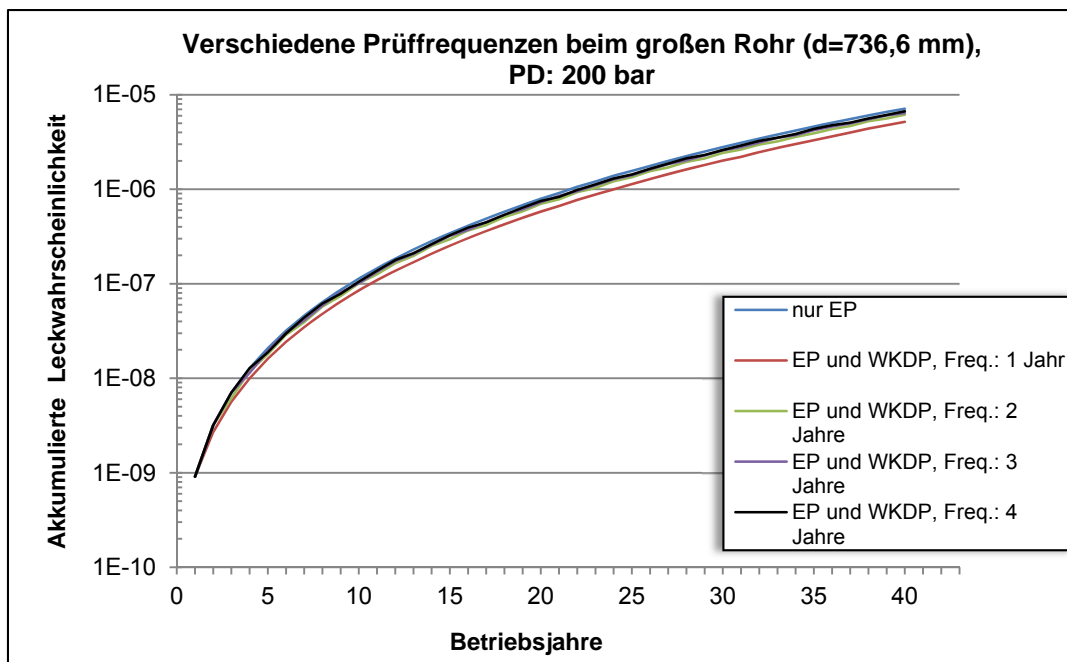


Bild 4-16 Entwicklung des betrieblichen Versagens bei Variation der Prüffrequenz

Eine weitere Frage, die sich in diesem Zusammenhang stellt, ist, inwiefern sich die Gesamtversagenswahrscheinlichkeit verändert, denn es ist nicht zielführend, wenn bei gesteigerter Nachweiswahrscheinlichkeit von Schwachstellen, die Versagenswahrscheinlichkeit während der Prüfphase so stark ansteigt, dass das Versagen größtenteils durch die Prüfung induziert wird.

Bild 4-17 zeigt zusätzlich zum betrieblichen Versagen das Gesamtversagen (Versagen im Betrieb + Versagen bei der Druckprüfung). Die Untersuchung wurde für eine Prüffrequenz von einem und von vier Jahren durchgeführt. Als Prüfdruck wurden 250 bar gewählt. Die Kurve mit einer ausschließlichen Erstprüfung (blau) sowie die Kurven mit Berücksichtigung des Gesamtversagens (grün und schwarz) sind nahezu deckungsgleich.

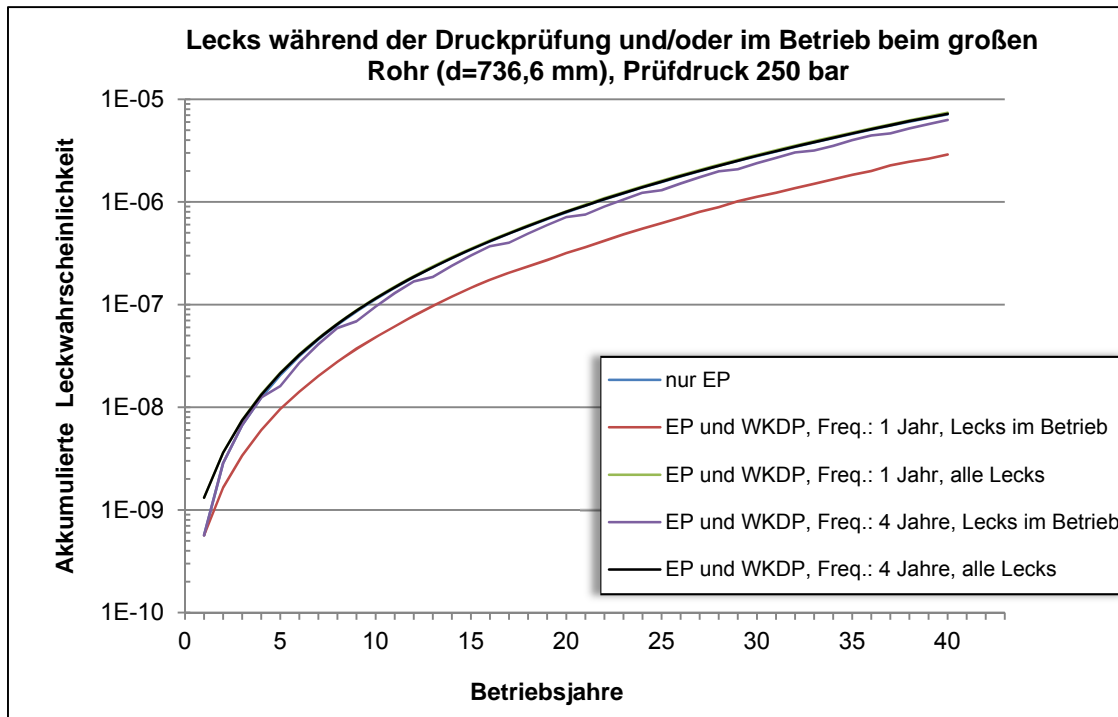


Bild 4-17 Vergleich der akkumulierten Leckhäufigkeiten bei betrieblichen bzw. Gesamtversagen

Die exakten Werte für die letzten vier Betriebsjahre sind in **Tabelle 4-7** aufgelistet. Die Gesamtversagenswahrscheinlichkeiten mit wiederkehrender Druckprüfung sind hier geringfügig größer als im Fall einer ausschließlichen Erstdruckprüfung. Dieses Ergebnis ist auch zu erwarten, denn durch die wiederkehrende Druckprüfung wird die Komponente zusätzlich belastet. Insbesondere ist das Gesamtversagen bei einer Prüfperiode von vier Jahren kleiner als bei einer Periode von nur einem Jahr. Es kommt jedoch zu keinem drastischen Anstieg der Versagenshäufigkeit während der Prüfphase. Damit sinkt die Versagenshäufigkeit im Betrieb bei steigender Prüffrequenz ohne das Gesamtversagen wesentlich zu erhöhen.

Tabelle 4-7 Vergleich der akkumulierten Leckwahrscheinlichkeiten (Gesamtversagen) der letzten vier Betriebsjahre

Betriebsjahr	Akkumulierte Leckwahrscheinlichkeit		
	Nur Erstprüfung (blaue Kurve)	EP + WKDP, Frequenz: 4 Jahre (schwarze Kurve)	EP + WKDP, Frequenz: 1 Jahr (grüne Kurve)
37	5,54E-06	5,56E-06	5,70E-06
38	6,04E-06	6,12E-06	6,23E-06
39	6,60E-06	6,64E-06	6,77E-06
40	7,13E-06	7,20E-06	7,38E-06

- **Abhängigkeit vom Prüfdruck**

Das Verhältnis von 1,3 zwischen Auslegungsdruck und Druckprüfung ist in Deutschland in der KTA 3201.4 (/KTA 10c/, siehe **Tabelle 4-1**) festgelegt. Bei Erhöhung des Verhältnisses sind gemäß **Abschnitt 4.2.2** folgende Effekte zu erwarten: Erhöhung der Nachweiswahrscheinlichkeit, höhere Materialermüdung und starker Anstieg der Beanspruchungen bei Last über der Streckgrenze. **Bild 4-18** zeigt die Ergebnisse für das betriebliche Versagen abhängig von verschiedenen Prüffrequenzen bei einem Prüfdruck von 250 bar⁷ für Rohrleitungen mit großem Durchmesser. Die Ergebnisse für Rohrleitungen mittlerer und kleiner Durchmesser sind im **Anhang D** enthalten (**Bilder D-2** und **D-4**). Zu erkennen ist, dass mit Erhöhung des Prüfdrucks die akkumulierte Leckwahrscheinlichkeit sinkt.

Bild 4-19 zeigt die akkumulierten Leckwahrscheinlichkeiten nach einer Betriebszeit von 40 Jahren in Abhängigkeit vom Prüfdruck. Es werden die Fälle keine Druckprüfung, betriebliches Versagen und Gesamtversagen („alle Lecks“) unterschieden. Im Bereich bis 300 bar verringert sich das betriebliche Versagen (rote Kurve) ohne dass die Gesamtversagenswahrscheinlichkeit merklich ansteigt (grüne Kurve). Jenseits der 300 bar werden keine Lecks mehr im Betrieb gefunden. Mit Anstieg des Prüfdrucks steigt schließlich auch die Versagenswahrscheinlichkeit bzw. die Nachweiswahrscheinlichkeit während der Prüfphase, so dass die Schwachstellen ausschließlich während der Druckprüfung gefunden werden. Ein Wert von 326 bar entspricht gerade einem Spannungswert in Höhe der Streckgrenze von 150 MPa. Oberhalb von 350 bar steigt das Gesamtversagen deutlich gegenüber dem Fall ohne durchgeführter Druckprüfung an. Jenseits der 800 bar übersteigt die Axialspannung die Fließgrenze des Materials und führt zum Versagen aller Anfangsrisse.

⁷ Dies entspricht dem 1,42-fachen des Auslegungsdrucks der Referenzanlage Phillipsburg-2 (176 bar).

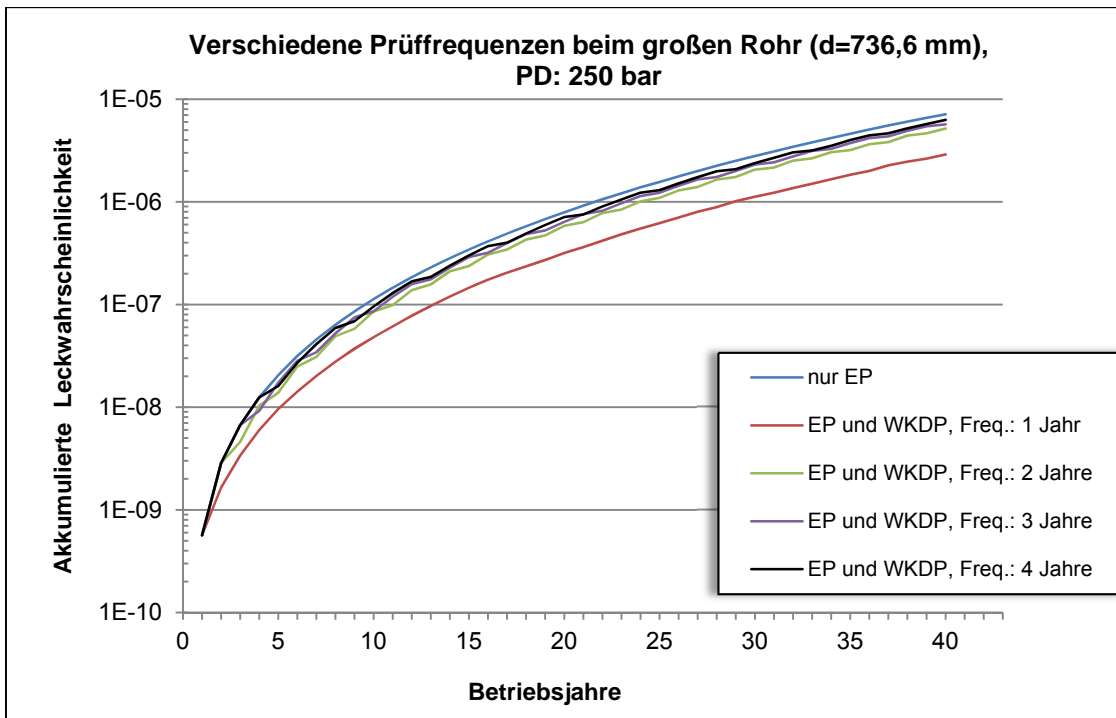


Bild 4-18 Entwicklung des betrieblichen Versagens unter Variation der Prüffrequenz und bei Erhöhung des Prüfdrucks

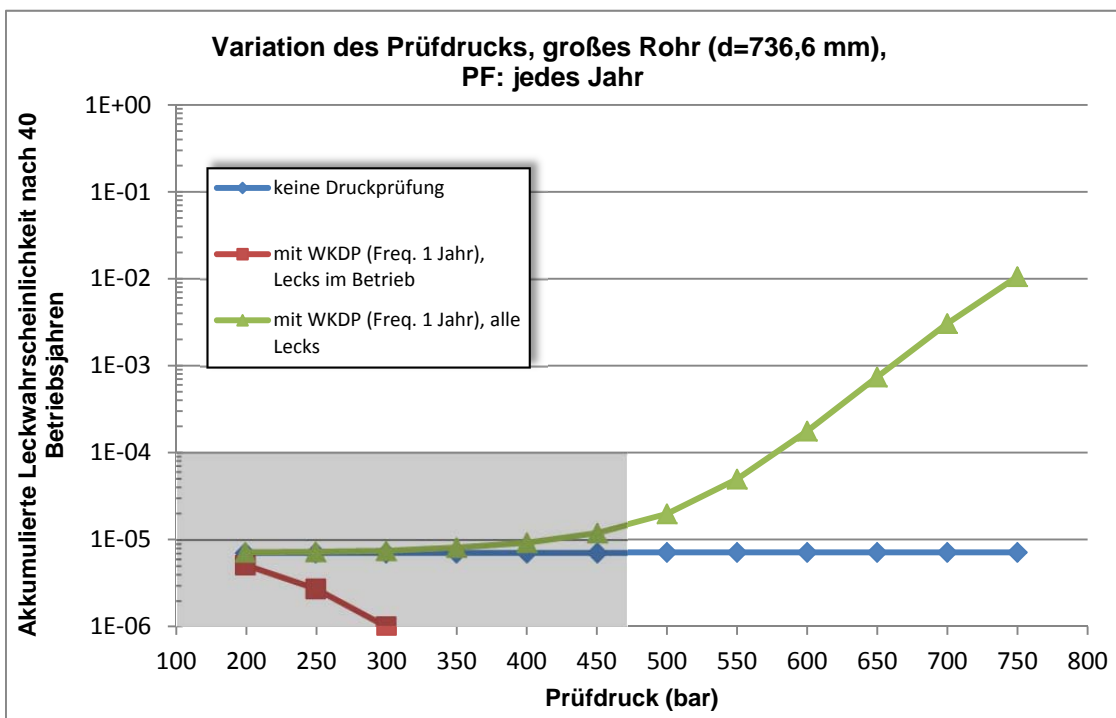


Bild 4-19 Akkumulierte Leckwahrscheinlichkeiten verschiedener Fälle in Abhängigkeit vom Prüfdruck

Einschränkend ist festzustellen, dass ein Prüfdruck oberhalb von 470 bar bereits zum Versagen des intakten Rohres in Axialrichtung führt. Diese Grenze wird durch die graue Fläche verdeutlicht. Sie stellt nach Umrechnung mittels Kesselformel das Erreichen der plastischen Grenzlast in axialer Richtung dar. Die Ermittlung von Datenpunkten jenseits dieser Grenze diente der Konsistenzprüfung des eingesetzten Programms.

- **Variation der Parameter Anfangsrissverteilung, Risswachstumsgeschwindigkeit sowie der Werkstoffeigenschaften**

Der im Abschnitt „Abhängigkeit von der Prüffrequenz“ gefundene Zusammenhang zwischen der betrieblichen Versagenswahrscheinlichkeit und der Prüffrequenz einer wiederkehrenden Druckprüfung wurde für verschiedene Rohrleitungsdurchmesser und Eingabeparameter auf Konformität überprüft. Als Grundlage für die Parametervariation dienten die in den **Tabellen B-2 und B-3** (siehe **Anhang B**) zusammengestellten Eingabedatensätze. Im Einzelnen wurden Untersuchungen zum Einfluss der Anfangsrissverteilung, der Risswachstumsgeschwindigkeit und der Werkstoffkennwerte Fließgrenze, Streckgrenze, Bruchzähigkeit und Zugfestigkeit auf die Leckwahrscheinlichkeit durchgeführt. Hierzu wurden die entsprechenden mit low-value bzw. high-value bezeichneten Werte aus den **Tabellen B2 und B-3** (siehe **Anhang B**) eingesetzt.

Die Ergebnisse zur Variation der Anfangsrissverteilung sind in **Bild 4-20** dargestellt. Hier ist die betriebliche, akkumulierte Leckhäufigkeit nach 40 Jahren mit verschiedenen Eingabedatensätzen und unterschiedlichen Rohrleitungsdurchmessern gezeigt. Es ist zu erkennen, dass sich der zuvor gefundene Trend bestätigt und damit unabhängig von der Veränderung einzelner Parameter ist. Gleiches gilt für die Variation des Risswachstums und der Werkstoffeigenschaften (siehe **Anhang D, Bilder D-5 und D-6**).

- **Fazit zu wiederkehrenden Druckprüfungen**

Die Untersuchungen zu wiederkehrenden Druckprüfungen haben gezeigt, dass sowohl die Erhöhung der Prüffrequenz als auch des Prüfdrucks die Versagenswahrscheinlichkeit im Betrieb verringern. Der Prüfdruck sollte dabei so gewählt sein, dass eine zufriedenstellende Nachweiseffizienz erreicht wird, ohne ein übermäßiges Versagen während der Prüfphase zu induzieren.

Im Zusammenhang mit Parametervariationen wurde der Trend einer sinkenden Versagenswahrscheinlichkeit im Betrieb bei Erhöhung der Prüffrequenz bestätigt.

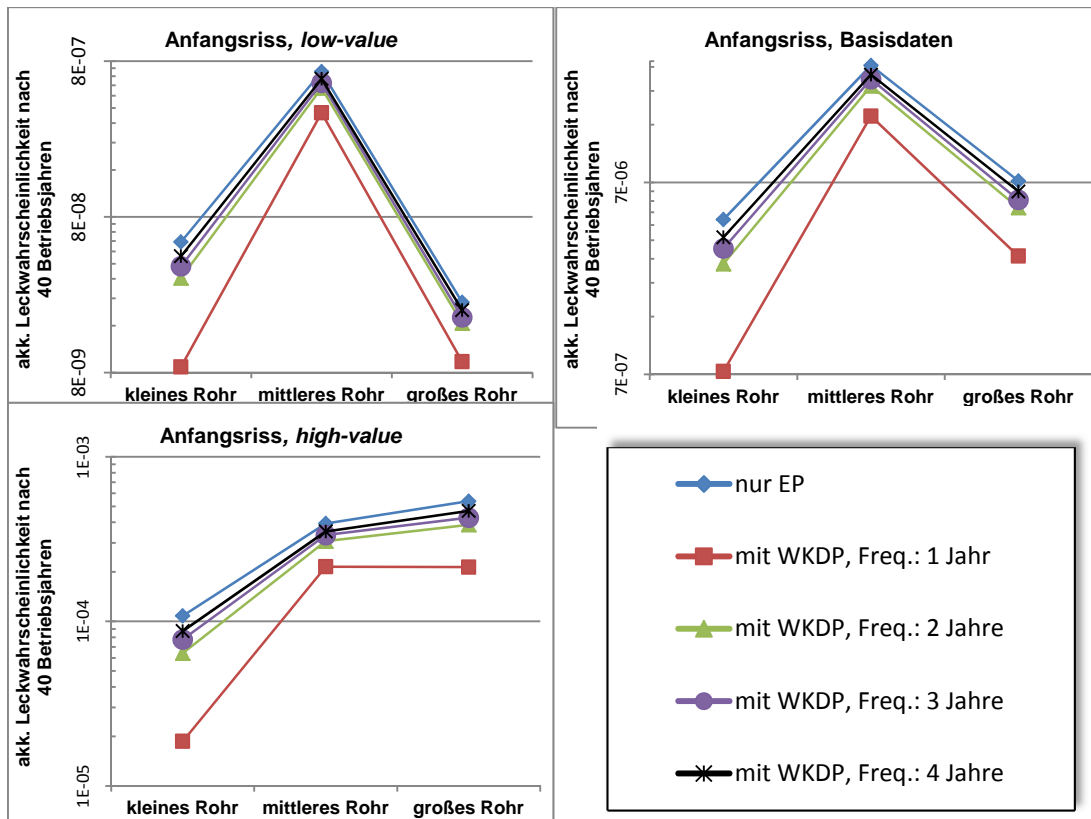


Bild 4-20 Betriebliches Versagen nach 40 Betriebsjahren bei Variation der Anfangsrissverteilung für verschiedene Rohrleitungsdurchmesser

4.4.3.4 Vergleich zur Betriebserfahrung

Abschließend wurden die Ergebnisse aus der Betriebserfahrung (siehe **Abschnitt 4.3**), soweit möglich, mit den Ergebnissen, die mit Hilfe des Rechenprogramms PROST ermittelt wurden, verglichen. Im Rahmen der Betriebserfahrungsauswertung wurden Ereignisse mit Leck in deutschen Anlagen mit SWR und DWR ausgewertet. Hierbei handelte es sich insbesondere um die Auswertung von Leckereignissen mit bzw. ohne Druckprüfung in J- und K-Systemen. Grundsätzlich kann mit dem Programm PROST nicht der vollständige Rahmen dieser Untersuchung abgedeckt werden. Einschränkungen ergeben sich beispielsweise durch die in PROST eingesetzten generischen Werte für Anfangsrissverteilungen, Belastungen, Geometrie und Werkstoffeigenschaften.

Unter Berücksichtigung dieser Einschränkungen, bietet sich dennoch die Möglichkeit, das Leckversagen in Druckprüfungen und das Gesamtversagen von Rohrleitungen in der DFU in einem allgemeineren Sinne zu vergleichen. Hierzu kann **Tabelle 4-4** als Referenz herangezogen werden. In dieser Tabelle wurde der Quotient aus gefundenen

Lecks während der Druckprüfung und der Gesamtzahl an Leckereignissen innerhalb der DFU gebildet. Die Ergebnisse in **Bild 4-21** wurden mit PROST berechnet. Es zeigt den Anteil der bei Druckprüfungen aufgetretenen Lecks relativ zu allen aufgetretenen Lecks (Gesamtversagen) für verschiedene Rohrleitungsgeometrien und Anfangsrissverteilungen. Als Referenzwerte wurden in PROST ein Prüfdruck von 228 bar⁸ und eine Prüffrequenz von 10 Jahren ausgewählt (entsprechend KTA 3201.4). Vergleicht man die Werte aus **Bild 4-21** (4 - 10 %) mit dem Wert aus **Tabelle 4-4** (7,41 %) stimmen diese von der Größenordnung überein, d. h. unter Berücksichtigung der vorhandenen Ungenauigkeiten steht das Ergebnis der Simulation nicht im Widerspruch zur Betriebserfahrung.

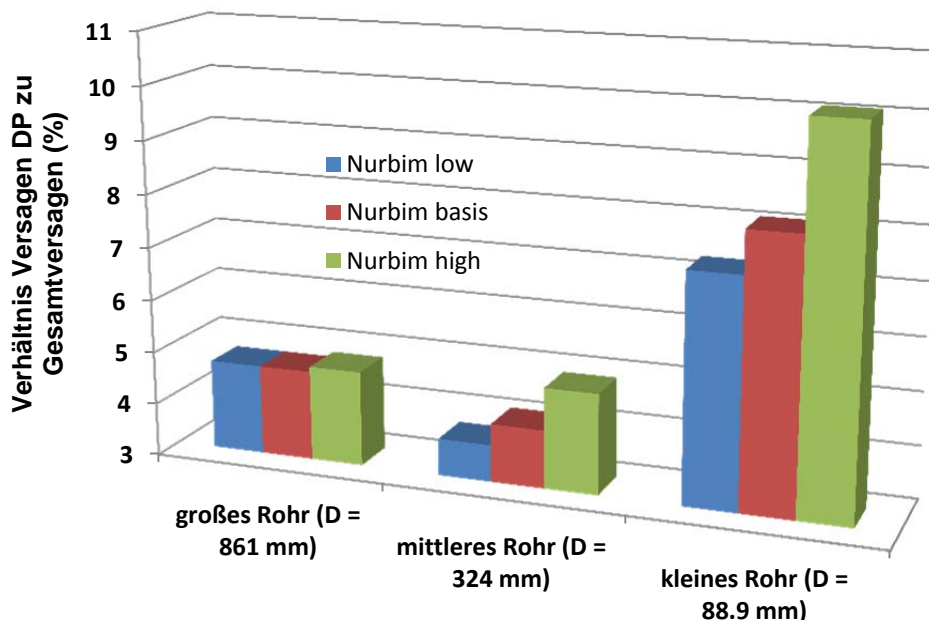


Bild 4-21 Verhältnis des Versagens bei Druckprüfung zum Gesamtversagen bei Variation der Anfangsrissverteilung unter Verwendung unterschiedlicher Eingabedatensätze aus NURBIM

4.4.4 Untersuchung von zeitabhängigem Risswachstum

In den bisherigen Analysen zum Einfluss der Druckprobe auf die Strukturzuverlässigkeit wurden ausschließlich Ermüdungsbelastungen betrachtet. Einen weiteren wichtigen Schädigungsmechanismus stellt die Korrosion dar. Es wurde daher auch eine Mo-

⁸ Referenzwert für das 1,3-fache des Auslegungsdrucks der Anlage Phillipsburg-2 (176 bar)

dellierung zum zeitabhängigen Risswachstum vorgenommen, um korrosionsähnliche Mechanismen abzubilden, und geprüft, ob die in **Abschnitt 4.4.3** gefundenen Trends auch unter Berücksichtigung dieses Mechanismus bestätigt werden können.

Zur Charakterisierung des Risswachstums wird der Spannungsintensitätsfaktor (K_I) verwendet. Dieser ist ein Maß für die Intensität des Spannungsfeldes in der Nähe der Risspitze. Er hängt von der Geometrie des Risses, der äußeren Belastung und von Materialeigenschaften ab. Im Gegensatz zu den in **Abschnitt 4.4.3** verwendeten zyklischen Belastungen, bewirkt der hier betrachtete korrosive Schädigungsmechanismus ein kontinuierliches, zeitliches Risswachstum.

Bild 4-22 zeigt den Zusammenhang zwischen Risswachstumsgeschwindigkeit und Spannungsintensitätsfaktor. Im Folgenden wird die Modellierung „BWRVIP-60 DL 2“ verwendet. Demnach ist bis zu einem Wert von $K_I \approx 27 \text{ MPa m}^{1/2}$ das zeitliche Risswachstum konstant. Wird dieser Schwellenwert überschritten, steigt die zugehörige Risswachstumsgeschwindigkeit bei weiterer Erhöhung von K_I an. Demnach wächst der Riss bei fortgeschrittener Risttiefe schneller. In den Berechnungen liegt der Wertebereich für den Spannungsintensitätsfaktor im Intervall von 0 bis $60 \text{ MPa m}^{1/2}$. Damit wird der Komponente innerhalb der Analyse abhängig von der jeweiligen Risskonfiguration und eingestellten Last ein jährliches Risswachstum im Bereich zwischen 0.3 und 3.0 mm/Jahr aufgeprägt. Alle weiteren Rechenschritte in PROST werden analog zum in den **Bildern 4-9** und **4-11** dargestellten Rechenschema ausgeführt.

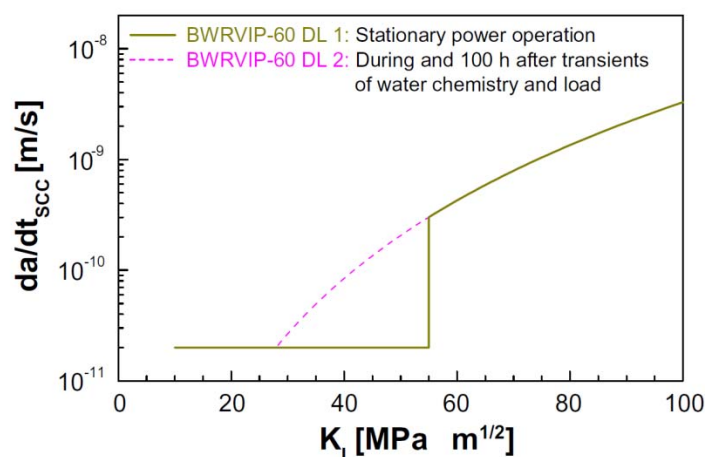


Bild 4-22 Modellierung des zeitabhängigen Risswachstums /PSI 07/

In den **Bildern 4-23** und **4-24** ist das betriebliche Versagen mit dem modellierten, zeitabhängigen Schädigungsmechanismus gezeigt. Als markantes Merkmal im Vergleich zur Ermüdungsanalyse ergibt sich mit dieser Modellierung eine andere charakteristische Kurvenform. Die Tendenzen, die bereits in **Abschnitt 4.4.3** bei der Ermüdungsanalyse gefunden wurden, werden durch die in den **Bildern 4-23** und **4-24** dargestellten Ergebnisse bestätigt. Die betriebliche Versagenswahrscheinlichkeit nimmt sowohl bei Erhöhung der Prüffrequenz als auch bei Erhöhung des Prüfdrucks ab.

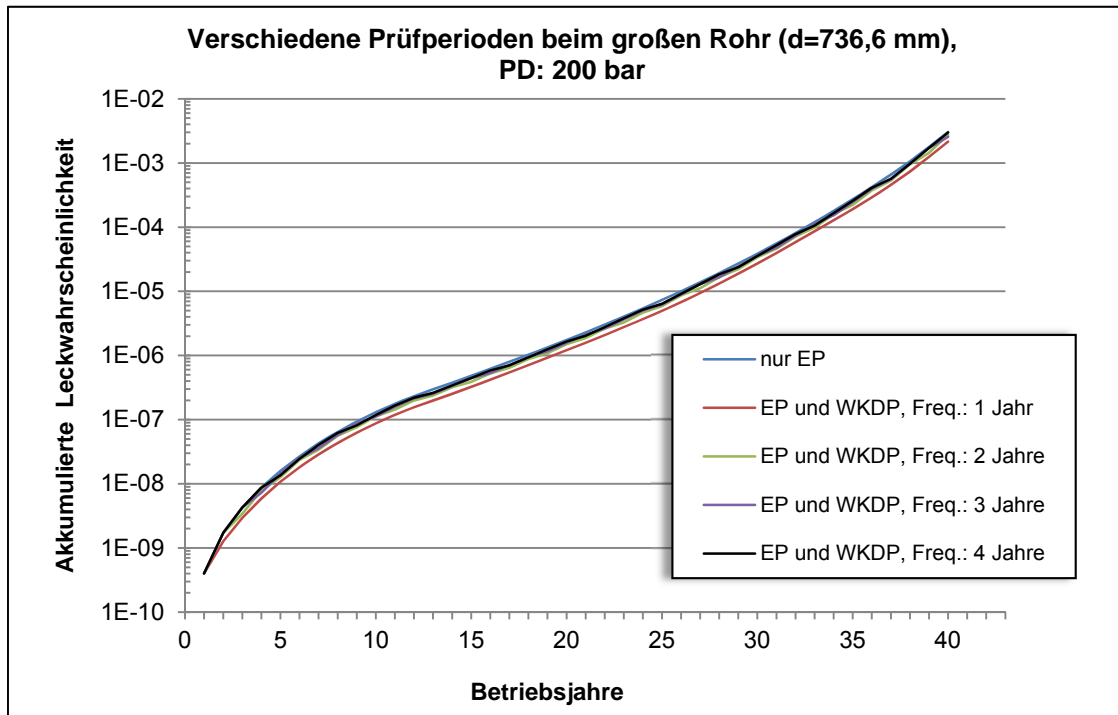


Bild 4-23 Entwicklung des betrieblichen Versagens unter Variation der Prüffrequenz

Bild 4-25 gibt einen Überblick über das Gesamtversagen in Abhängigkeit vom Prüfdruck. Auch in diesem Fall sind Parallelen zur Ermüdungsanalyse zu erkennen (vergleiche mit **Bild 4-19**). Abschließend sei angemerkt, dass für das zeitabhängige Risswachstum identische Parameterstudien durchgeführt wurden wie bei der Ermüdungsanalyse, die hier nicht im Einzelnen aufgelistet sind. Die bisherigen Trends wurden in diesen Studien bestätigt.

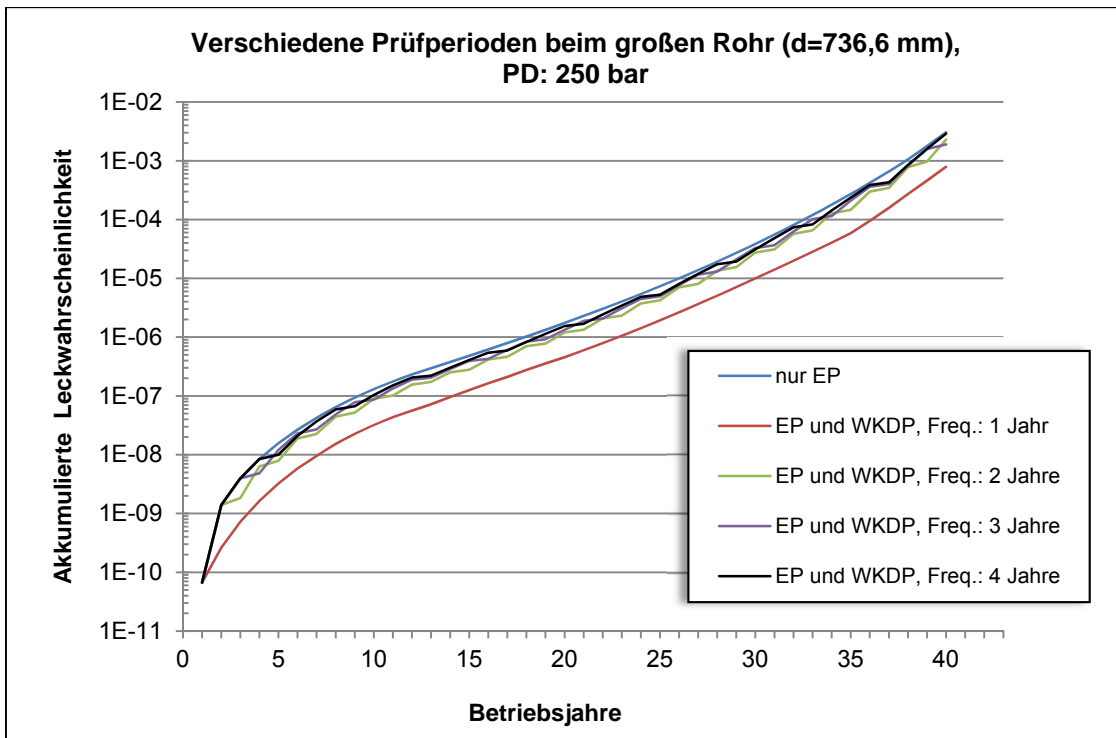


Bild 4-24 Entwicklung des betrieblichen Versagens unter Variation der Prüf-
frequenz und bei Erhöhung des Prüfdrucks

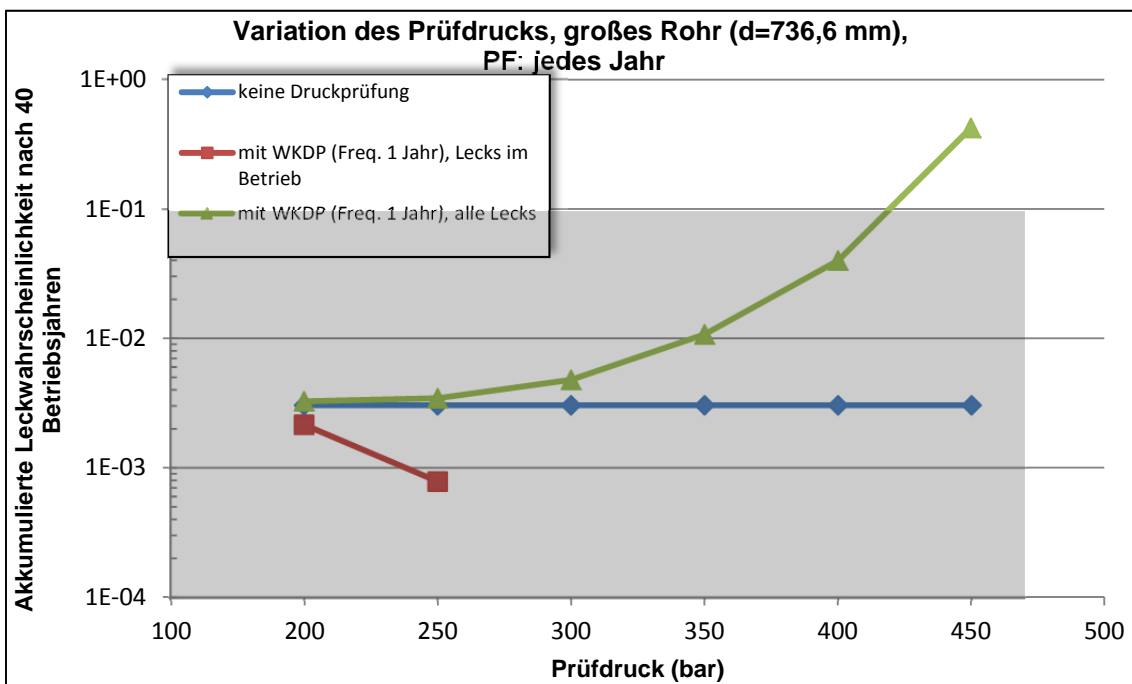


Bild 4-25 Akkumulierte Leckwahrscheinlichkeiten verschiedener Fälle in Abhän-
gigkeit vom Prüfdruck

4.5 Schlussfolgerungen zur Bedeutung von Druckprüfungen

Die Bedeutung der Druckprüfungen innerhalb des Prüfkonzepts wird unter Fachleuten im In- und Ausland kontrovers diskutiert. Die im Rahmen dieses Vorhabens zu diesem Thema durchgeführten Untersuchungen beinhalteten insbesondere die Auswertung der Betriebserfahrung zu Leckereignissen sowie Berechnungen mit dem probabilistischen Rechenprogramm PROST.

Die Ergebnisse der Betriebserfahrungsauswertung führen zu folgenden Schlussfolgerungen: Im Betrachtungszeitraum (1980 bis 2010) wurden ca. 13% aller Lecks in Rohrleitungen der J- und K-Systeme deutscher Anlagen mit DWR und SWR bei Druckprüfungen entdeckt, wobei dabei Rohrleitungen mit kleinen Nennweiten deutlich stärker repräsentiert sind als solche mit größeren Nennweiten. Innerhalb der DFU wurden ca. 7% dieser Ereignisse bei Primärkreisdruckprüfungen entdeckt, d. h. die Druckprüfung hat einen Beitrag zur Integritätsabsicherung geleistet. Die Auswertung der internationalen Betriebserfahrung zu Leckereignissen innerhalb der DFU führte zu ähnlichen Ergebnissen.

Die mittels PROST unter der Annahme des Vorhandenseins semi-elliptischer, innen-seitiger Umfangsrisse in Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung durchgeführten Simulationsrechnungen haben gezeigt, dass

- infolge der Druckprüfungen keine zusätzlichen Schäden entstehen, die eine erhöhte Versagenswahrscheinlichkeit der Komponente im Betrieb zur Folge haben,
- durch eine Erstdruckprüfung eventuell vorhandene tiefe und lange Risse entdeckt werden und
- durch die Durchführung von wiederkehrenden Druckprüfungen – in Übereinstimmung mit der Betriebserfahrung – etwa 4%-13% aller Leckereignisse entdeckt werden.

Die durchgeführten Untersuchungen führen damit insgesamt zu dem Schluss, dass innerhalb der Druckführenden Umschließung durchgeführte Druckprüfungen einen Beitrag zur Integritätsabsicherung leisten.

5 Fortschreibung der Wissensbasis „Komplnt 2010“

5.1 Aufgabenstellung und Vorgehensweise

Im Rahmen des Vorhabens 3608R01332 wurde von der GRS im Auftrag des BMU die Wissensbasis „Komplnt 2010“ erstellt /GRS 10/. In der Wissensbasis werden ausgewählte Informationen bereitgestellt, die zur Bewertung der Sicherheit druckführender Komponenten und Reaktordruckbehälter-Einbauten in Kernkraftwerken erforderlich sind. Dies sind insbesondere Informationen zu den Themengebieten Regeln und Richtlinien, Konzept und Werkstoffe, Betriebserfahrung, Fachdossiers und Statusberichte, strukturmechanischen Analysemethoden, Fachveranstaltungen, Fachgremien sowie Forschungsaktivitäten. Die Wissensbasis soll im Sinne eines Expertensystems insbesondere den schnellen Zugriff auf Informationen, die für sicherheitstechnische Bewertungen oder generische Auswertungen benötigt werden, ermöglichen. Sie gibt darüber hinaus einen Überblick zu den einzelnen Teilgebieten des Kompetenzfeldes „Komponentenintegrität“ und seinen Zusammenhängen und ist damit auch geeignet, Mitarbeitern mit geringer Berufserfahrung den Einstieg in das Kompetenzfeld „Komponentenintegrität“ zu erleichtern.

Ziel der durchgeführten Arbeiten war es,

- die Nutzerfreundlichkeit der Wissensbasis zu verbessern,
- die Datenbank KomPass und die Wissensbasis ALMA MATER fortzuschreiben und
- weitere Wissensbausteine zu aktualisieren und zu erweitern.

Grundlage für die Verbesserung der Nutzerfreundlichkeit bildete eine Analyse der bisherigen Anwendererfahrung sowie neuerer Hard- und Software-Entwicklungen. Zur Ermittlung des Aktualisierungsbedarfs diente eine grundlegende Bestandsaufnahme. Im Hinblick auf inhaltliche Erweiterungen wurde auf die bei der GRS vorhandenen Informations- und Datenbestände zurückgegriffen. Als Ergebnis der durchgeführten Arbeiten steht eine neue Version der Wissensbasis, „Komplnt“ genannt, zur Verfügung.

Im folgenden **Abschnitt 5.2** sind die durchgeführten Hard- und Software-technischen Änderungen zusammengefasst. Wesentliche inhaltliche Aktualisierungen und Erweiterungen der Wissensbasis sind im **Abschnitt 5.3** beschrieben.

5.2 Serverumstellung und Software-Update

Auf Grund technischer und sicherheitstechnischer Anforderungen im GRS-Netzwerk ist der IT-Dienstleister der GRS, die Firma T-Systems SfR, verpflichtet, die SharePoint-Portale aktuell zu halten. Deshalb war es erforderlich, für das auf Microsoft SharePoint 2007 basierende „Komplnt“-Portal ein Update auf die aktuelle SharePoint-Version vorzunehmen. Als Portalsoftware wird nun Microsoft SharePoint 2010 verwendet. Als Basis wurde ein neues Portal mit Namen „Komplnt“ unter der gewohnten Adresse angelegt (<https://kompint.grs.de>). Dazu gehören eine neue Webanwendung und eine Websitesammlung mit einer neuen Websitevorlage.

Das Portal „Komplnt“ wurde auf einem neuen leistungsfähigeren Server installiert, der mit dem Betriebssystem Windows Server 2008 R2 betrieben wird. Die Hardware des neuen Servers beinhaltet die folgenden Komponenten:

- Intel Xeon CPU E5-2650 (16 x 2,00 GHz)
- 32 GByte RAM
- 500 GB Festplatte (gespiegelt).

Ferner wurde das Portal aus netzwerktechnischen Gründen in einen anderen Netzwerkbereich (Domäne MDMZ) verschoben. Da sich das Portal nun in einer parallelen Domäne befindet, muss auf dem DNS Server der GRS die Adresse zu diesem Portal eingetragen werden.

Zusätzlich wird das Netzwerk über einen Reverse Proxy Server (Microsoft Forefront Threat Management Gateway 2010, TMG) geschützt und benötigt einen Eintrag mit dem Sicherheitszertifikat des Portals. Die neue Domäne hat eine eigene Benutzerverwaltung (Active Directory). Da die Rechte- und Benutzerverwaltung der alten Domäne mit hinüber kopiert wurden, mussten die User im neuen Active Directory angelegt und verknüpft werden. Alle externen User wurden per Email über ihre neuen Anmeldedaten informiert. Die neue Anmeldemaske ist in **Bild 5-1** abgebildet.

Nach erfolgter SharePoint-Datenbankmigration bekam das Portal ein so genanntes „Visual Upgrade“, um sich der SharePoint 2010 Umgebung optisch anzupassen. **Bild 5-2** zeigt beispielhaft die Darstellung der "Komplnt"-Startseite nach dem Upgrade.

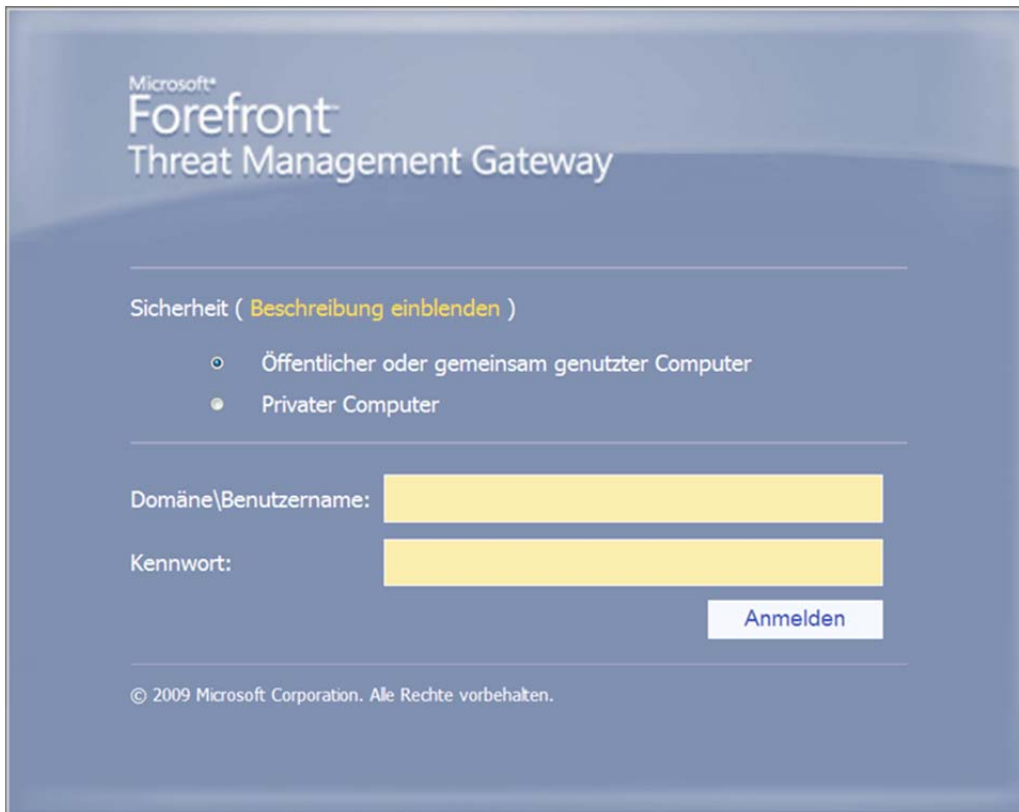


Bild 5-1 Neue Anmeldemaske für die Wissensbasis Komplint

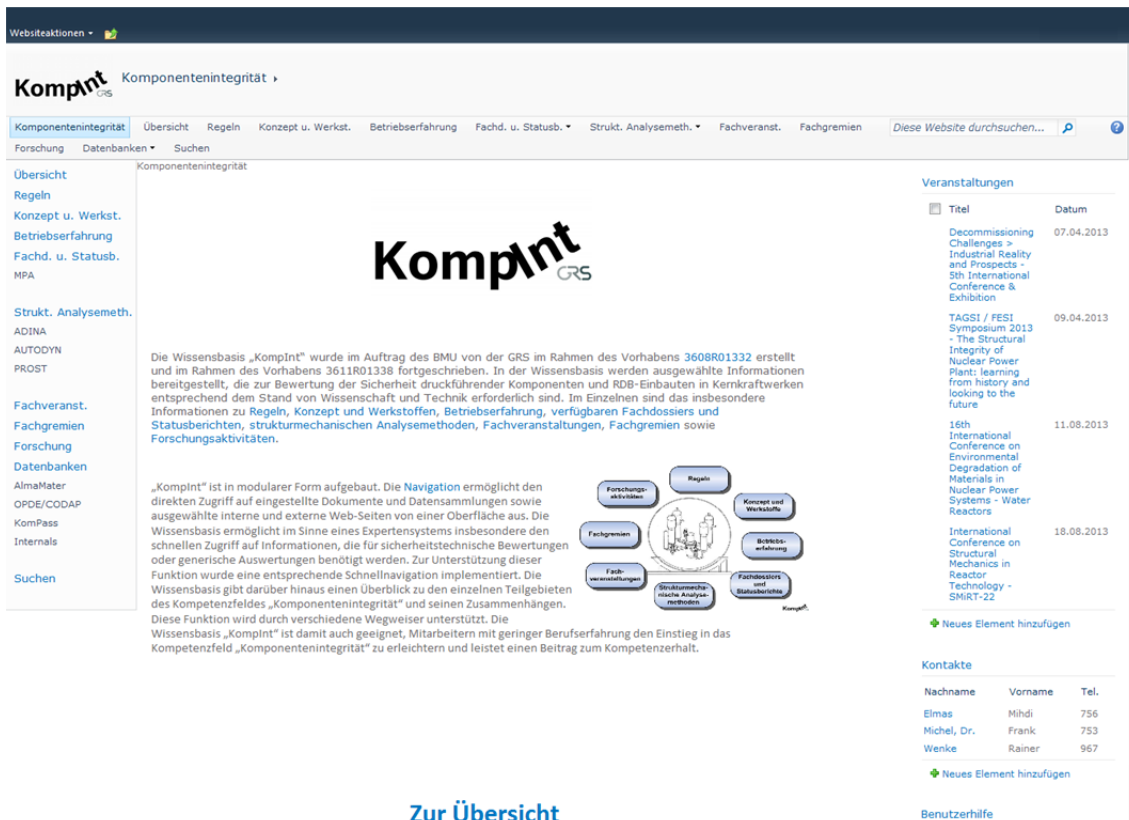


Bild 5-2 Darstellung der Komplint-Startseite nach erfolgreichem Upgrade

Wesentliche Vorteile der Umstellung auf eine neue SharePoint-Umgebung und einen anderen Server sind:

- eine bessere Performance (z. B. Seitenaufruf)
- eine höhere Sicherheit (TMG Server, neue Anmelde Richtlinien)
- Verfügbarkeit neuer Features von SharePoint 2010, die die Pflege der Wissensbasis erleichtern (z. B. direktes Editieren der Seiten, bessere Mediendarstellung).

5.3 Inhaltliche Aktualisierungen und Erweiterungen der Wissensbasis

Die bisherige Struktur der Wissensbasis, d. h. ihre Gliederung in einzelne Module, hat sich aus Nutzersicht bewährt und wurde daher beibehalten. Als wesentliche inhaltliche Aktualisierungen und Erweiterungen in den einzelnen Modulen der Wissensbasis sind zu nennen:

- Verbesserung der Nutzerführung
- Aktualisierung von Links, Koordinaten und Dokumentversionen
- Fortschreibung der Datenbanken zur Betriebserfahrung und der Wissensbasis ALMA MATER
- Aufnahme neuer Dokumente und Verweise in die einzelnen Module.

Um die Nutzerführung zu verbessern, wurden die Texte, die beim Überfahren von Links mit dem Mauszeiger erscheinen, präzisiert (siehe **Bild 5-3**). Da viele dieser Seiten als Grafik mit der MS-Software Visio erstellt worden sind, mussten diese Änderungen von Hand an den Dateien vorgenommen werden, so dass jede Seite einzeln zu überarbeiten war.

Zur Ermittlung des Aktualisierungsbedarfs wurde eine systematische Bestandsaufnahme durchgeführt. Dadurch konnten Unrichtigkeiten, die mit der Zeit, z. B. aufgrund der Umbenennung von Institutionen, Verschieben von internen und externen Inhalten an andere Orte und Fortschreibungen (z. B. von Richtlinien und Regelwerken) entstanden waren, identifiziert und behoben und damit die Funktionalität und Qualität der Wissensbasis gesichert werden.

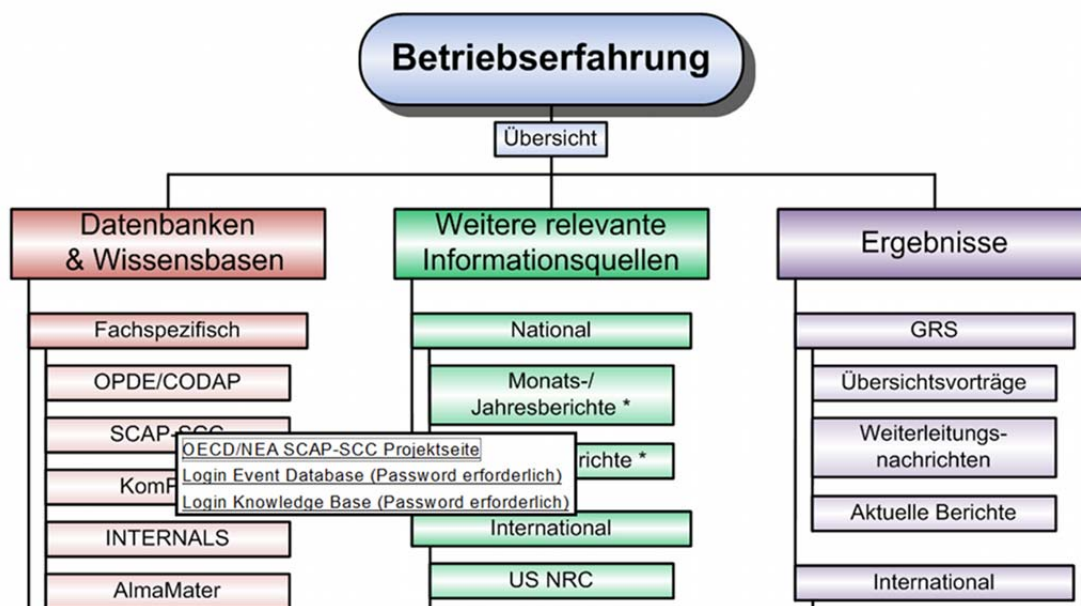


Bild 5-3 SCAPP-SCC Links auf der Seite Betriebserfahrung mit den geänderten Texten und Hinweisen auf notwendige Passwörter

Die Wissensbasis ALMA MATER zu Schädigungsmechanismen wurde fortgeschrieben. Hierzu wurden insbesondere die Zeitstrahle zur Betriebserfahrung mit einzelnen Schädigungsmechanismen und die Grafiken zu statistischen Auswertungen für die verschiedenen Schädigungsmechanismen überarbeitet, so dass jetzt der Zeitraum bis einschließlich 2011 vollständig abgedeckt wird. Des Weiteren wurden die Datenbanken zur deutschen Betriebserfahrung KomPass und INTERNALS fortgeschrieben. Die Wissensbasis Komplnt enthält nun entsprechende Auszüge dieser Datenbanken mit Stand Dezember 2012.

Im Hinblick auf inhaltliche Erweiterungen wurden die bei der GRS vorhandenen Datenbestände gesichtet sowie Recherchen zu weiteren geeigneten externen Quellen, z. B. auf Internetseiten von Institutionen und Forschungseinrichtungen, durchgeführt. Darauf aufbauend wurde eine Vielzahl neuer Dokumente (insbesondere aktuelle Regeln und Richtlinien, Arbeitsergebnisse, Veröffentlichungen, Vorträge und Schulungsunterlagen) sowie Verweise (insbesondere zu Institutionen, Arbeitsgruppen, Projekten) in die einzelnen Module aufgenommen. Mit der Überarbeitung und Ergänzung der bereitgestellten Inhalte wird sichergestellt, dass die Wissensbasis weitgehend den aktuellen Stand von Forschung und Entwicklung, Regelwerken und der Betriebserfahrung wiedergibt.

6 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Zielsetzung des Vorhabens war es, die Wirksamkeit von Maßnahmen zum Erhalt der gefertigten Qualität druckführender Komponenten ausgehend von einer Bestandsaufnahme unter Zugrundelegung des Stands von Wissenschaft und Technik zu untersuchen und die Wissensbasis der GRS zur Komponentenintegrität fortzuschreiben. Im Einzelnen wurden die folgenden Arbeiten durchgeführt:

- Bestandsaufnahme zur Anwendung des Bruchausschluss-Konzepts in deutschen Kernkraftwerken
- Analyse von Überwachungskonzepten in deutschen Kernkraftwerken
- Untersuchungen zur Bedeutung der Druckprüfung im Rahmen des Prüfkonzepts
- Fortschreibung der Wissensbasis „Komplnt 2010“.

Ziel der Arbeiten zum Bruchausschluss-Konzept war es, den Kenntnisstand aufzuarbeiten. Hierzu wurden die historische Entwicklung des Konzepts beschrieben, Zielsetzung und Konsequenzen des Bruchausschlusses diskutiert, die Vorgehensweise bei seinem Nachweis beschrieben und der Anwendungsbereich des Bruchausschlusses in deutschen Anlagen analysiert und mit dem in US-amerikanischen Anlagen verglichen. Die Entwicklung des Bruchausschluss-Konzepts spiegelt sich weitgehend in den Stellungnahmen und Leitlinien der RSK wider, in denen die eingeschränkten Leck- und Bruchannahmen beschrieben sind, die in deutschen Anlagen für einige Hauptrohrleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters unterstellt werden dürfen. Darüber hinaus werden die Grundzüge der entsprechenden Nachweise beschrieben. Diese wurden lange Zeit von der RSK begleitet, ständig weiter entwickelt und fanden ihren Niederschlag im Regelwerk erstmals in den Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke von 2012 /SIA 12/. Die in ihrem Detaillierungsgrad abgestuften Anforderungen an die Nachweise in den Interpretationen dieser Sicherheitsanforderungen und in der Regel KTA 3206 des Kerntechnischen Ausschusses befinden sich noch im Entwurfsstadium. Alle drei Regelwerke sind aufeinander abgestimmt. Dabei werden erstmals auch die Behälter und Gehäuse von Armaturen und Pumpen, für die ebenfalls ein Bersten nicht unterstellt wird, mit in das Bruchausschluss-Konzept integriert.

Ziel der Arbeiten zu Überwachungskonzepten war es, den Status der betrieblichen Überwachung von druckführenden Komponenten in deutschen Kernkraftwerken aufzubereiten. Der Fokus lag dabei auf Einrichtungen zur kontinuierlichen Überwachung der

Ursachen von potenziellen Schädigungen. Für diese Einrichtungen wurden die regulatorischen Anforderungen zusammengestellt und der Stand Ihrer Umsetzung sowie ihre Wirksamkeit in deutschen Kernkraftwerken untersucht. Die in deutschen Anlagen eingesetzten Überwachungseinrichtungen weisen einen hohen Entwicklungsstand auf. Durch die bei der Betriebsüberwachung gewonnenen Erkenntnisse konnten frühzeitig komponentenschonende Fahrweisen etabliert, technische Umrüstungen durchgeführt und sich entwickelnde Schäden erkannt werden. In Anlagenbereichen, in denen sich lokal von der Spezifikation abweichende wasserchemische Parameter einstellen, die Auslöser für verschiedene Korrosionsmechanismen sein können, ist die Wirksamkeit der wasserchemischen Überwachung stark eingeschränkt. Hier müssen andere betriebliche Maßnahmen Abhilfe schaffen. Dazu zählen wiederkehrende Prüfungen, der Einsatz resistenterer Werkstoffe, konstruktive Maßnahmen sowie regelmäßiges Spülen und Reinigen.

Ziel der durchgeführten Arbeiten zu Druckprüfungen war es, deren Bedeutung im Rahmen des gesamten Prüfkonzeptes von Kernkraftwerken zu untersuchen. Hierzu wurden insbesondere der aktuelle Diskussionsstand aufgearbeitet, die Betriebserfahrung zu Leckereignissen bei Druckprüfungen in deutschen und ausländischen Anlagen ausgewertet und Untersuchungen zum Einfluss der Druckprüfung auf die Strukturzuverlässigkeit mit Hilfe des von der GRS entwickelten Rechenprogramms PROST durchgeführt. Die Ergebnisse der Simulationsrechnungen führen in Übereinstimmung mit den Ergebnissen der Betriebserfahrungsauswertung zu dem Schluss, dass innerhalb der Druckführenden Umschließung durchgeführte Druckprüfungen einen Beitrag zur Integritätsabsicherung leisten. Sie zeigen auch, dass infolge der Druckprüfungen keine zusätzlichen Schäden entstehen, die eine erhöhte Versagenswahrscheinlichkeit der Komponente im Betrieb zur Folge haben.

Ziel der zur Wissensbasis Komplnt durchgeführten Arbeiten war es, deren Nutzerfreundlichkeit zu verbessern, die Datenbanken zur Betriebserfahrung mit passiven mechanischen Komponenten in deutschen Kernkraftwerken und die Wissensbasis zu Schädigungsmechanismen fortzuschreiben sowie weitere Wissensbausteine zu aktualisieren und zu erweitern. Eine höhere Nutzerfreundlichkeit wurde durch die Umstellung auf eine neue Hardware, ein Software-Update und die Verbesserung der Nutzerführung erreicht. Basierend auf einer systematischen Bestandsaufnahme wurde die Aktualität der Wissensbasis wieder hergestellt. Mit der Erweiterung der Inhalte ist sichergestellt, dass die Wissensbasis weitgehend den Stand von Forschung und Entwicklung, Regelwerken und der Betriebserfahrung wiedergibt.

7 Literaturverzeichnis

- /AVN 10/ G. Roussel: Report on the Hydrotest. Association Vincotte Nuclear, 2010
- /BSI 00/ British Standard Institution: BS 7910:2000: Guide on methods for assessing the acceptability of flaws in metallic structures, 2000
- /BAR 99/ J. Bartonicek, W. Zaiss: Betrachtungen zur möglichen Vorgehensweise bei Anwendung des Bruchausschlusses für Rohrleitungen, 25. MPA-Seminar, MPA Universität Stuttgart, 7.-8. Oktober 1999
- /BIE 01/ K. W. Bieniussa: Introduction in the German Break Preclusion Concept and Required Leak Postulates; IAEA Workshop on "Application of the Leak-Before-Break Concept", May 14-17, 2001, Ljubljana / Slovenia
- /CSN 12/ C. Castelao: Analysis of the answers to the questionnaire on Hydro / pressure tests, Unit of R&KM, CSN, Spain, 17th Meeting of the IAGE Sub-Group on the Integrity of Metal Components and structures, Paris, April 2012
- /DIN 01/ Deutsches Institut für Normung, DIN 25475-2: Kerntechnische Anlagen - Betriebsüberwachung, Teil 2: Schwingungsüberwachung zur frühzeitigen Erkennung von Änderungen des Schwingungsverhaltens des Primärkreises von Druckwasserreaktoren. Fassung 2001-08
- /DIN 04/ Deutsches Institut für Normung, DIN 25475-1: Kerntechnische Anlagen - Betriebsüberwachung, Teil 1: Körperschallüberwachung zum Erkennen loser Teile. Fassung 2004-05
- /DIN 13/ Kerntechnische Anlagen - Betriebsüberwachung - Teil 3: Betriebsbegleitende Ermittlung von thermischen Belastungen. DIN-Arbeitsgruppe NA 062-07-48 AA (Betriebsüberwachung – Kerntechnik). Geplante Dokumentnummer DIN 25475-3
- /ECS 00/ European Commission Study (ECS): European Safety Practices on the Application of Leak Before Break (LBB) Concept; The Nuclear Regulators' Working Group, Task Force on Leak-Before-Break, Final Report; EC, Nuclear Safety and the Environment, Report EUR 18549 EN, January 2000

- /ERL 12/ Gesprächsnotiz zum GRS-AREVA-Expertentreffen zu Ermüdungsüberwachungssystemen in deutschen Anlagen. Erlangen, 14.12.2012
- /EON 04/ P. Mulvihill: The Effect of Warm Prestressing in Enhancing the Toughness of LP and IP Turbine Rotor Steels. EON-UK Power Technologies, 2004
- /GKN 10/ Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar – Block 2 (GKN-2): BHB Teil 4, Kapitel 2.17: Nukleartechnische Probeentnahmesysteme, Stand 2010
- /GRS 97/ F. Michel, H. Reck und D. Jungclaus: Integritäts- und Lebensdauerbeurteilung maschinentechnischer Bauteile, Abschlussbericht Teil 6: Erweiterung und Nutzung einer generischen Wissensbasis zur Bearbeitung sicherheitstechnischer Fragestellungen bei Kernkraftwerken. GRS-A-2447. März 1997
- /GRS 04a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS): Basis for GRS Assessments for the Assessment of the Application of Break Preclusion Concept to the NPP FIN5 Design and Questions Connected with Break Assumptions. GRS, October 2004
- /GRS 04b/ H. Grebner, T. Schimpfke, J. Peschke, J. Sievers: Weiterentwicklung der Analysemethodik zur Bestimmung der Strukturzuverlässigkeit von passiven Komponenten, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, 2004
- /GRS 08/ T. Schimpfke: Erweiterungen zur probabilistischen Strukturberechnung, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, 2008
- /GRS 10/ Weiterentwicklung der Wissensbasis für druckführende Komponenten in Kernkraftwerken, Abschlussbericht zum Vorhaben 3608R01332, GRS-A-3539, Mai 2010
- /GRS 12/ M. Elmas, H. Reck, D. v. d. Cron: Betriebserfahrung mit Komponenten der sicherheitstechnisch wichtigen Nebenkühlwassersysteme in deutschen Anlagen mit DWR und SWR. GRS-A-3634
- /HEI 11/ Benedikt Heinz, Steffen Bergholz und Jürgen Rudolph: AREVA Fatigue Concept: Fast Fatigue Evaluation – Eine neue Methode für den vereinfachten Ermüdungsnachweis. ATW 56. Jg.(2011) Heft 1

- /HOF 04/ P. Hofstötter: Einsatz von Thermoelementen zur Erfassung der Temperatur von Rohrleitungswandungen im Rahmen der Ermüdungsüberwachung. Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz. BMU-2003-632. 2004. ISSN 1612-6386
- /IPC 04/ Andrew Cosham u. Phil Hopkins: A Review of the Time Dependent Behaviour of Line Pipe. International Pipeline Conference, 2004
- /JBE 63/ PC. Paris and F. Erdogan: A Critical Analysis of Crack Propagation Laws. Journal of Basic Engineering; Transaction, American Society of Mechanical Engineers, Series D, 85, PP. 528-534, 1963
- /KES 11/ Kesselformel: <http://www.win-ing.de/daten/kesselformel.pdf>, 2004
- /KBR 11/ Kernkraftwerk Brokdorf (KBR): BHB Teil 4, Kapitel 3.11: Konventionelles Probeentnahmesystem RV, Stand 2011
- /KRB 12/ KGG Gundremmingen – Block B/C: BHB Teil 4, Kapitel 2.18.1: Nukleare Probeentnahmesysteme TV - Überwachung Wasserchemie/Radiochemie, Stand 2012
- /KTA 98/ KTA 3201.1: Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen. Sicherheitstechnische Regel des KTA, Fassung 1998-06
- /KTA 03/ KTA 3211.3: Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises, Teil 3: Herstellung. Sicherheitstechnische Regel des KTA, Fassung 2003-11
- /KTA 07/ KTA 1504: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser. Sicherheitstechnische Regel des KTA, Fassung 2007-11
- /KTA 08/ KTA 3204: Reaktordruckbehälter-Einbauten. Sicherheitstechnische Regel des KTA, Fassung 2008-11
- /KTA 10a/ KTA 1403: Alterungsmanagement in Kernkraftwerken. Sicherheitstechnische Regel des KTA, Fassung 2010-11

- /KTA 10b/ KTA 3201.2: Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung. Sicherheitstechnische Regel des KTA, Regeländerungsentwurf, Fassung 2010-11
- /KTA 10c/ KTA-3201.4: Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung. Sicherheitstechnische Regel des KTA, Fassung 2010-11
- /KTA 12a/ KTA 3206: Nachweise zum Bruchausschluss für druckführende Komponenten in Kernkraftwerken. Sicherheitstechnische Regel des KTA, Regelentwurfsvorlage, Fassung 2012-09
- /KTA 12b/ KTA-3211.4: Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung. Sicherheitstechnische Regel des KTA, Fassung 2012-11
- /KUS 84/ K. Kußmaul: German Basis Safety Concept Rules out Possibility of Catastrophic Failure; Nuclear Engineering International 12 (1984), pp.41/46
- /KWU 80/ Drenckhahn, Eichner: Sicherheitstechnisches Versagenskonzept für Druckbehälter, Pumpen und Armaturen. Bezug: DWR 1300 MW KWU Arbeitsbericht VRS 1/149/80, Erlangen, 19.08.1980
- /MIT 92/ Per-Olof K. Boman: A Numerical Study of Crack Tip Blunting Under Cycling Loading. Massachusetts Institute of Technology, 1992
- /MPA 03/ K.-H. Herter: Darstellung der Nachweisverfahren zur Bewertung der Integrität von druckführenden Komponenten und Systemen, MPA/VGB Forschungsvorhaben 3.3, Darstellung der Gesamtkonzeption, Teilbericht 3.3-2, MPA Universität Stuttgart, Juli 2003
- /MPA 07/ Karl-Heinz Herter u. Xaver Schuler: Zentrale Untersuchung und Auswertung von Herstellerfehlern und Betriebsschäden im Hinblick auf druckführende Anlagenteile von Kernkraftwerken. Materialprüfungsanstalt Universität Stuttgart, 2007

- /NRC 07/ NUREG-0800, Standard Review Plan: Section 3.6.3, Leak-Before-Break Evaluation Procedures; Rev. 1, March 2007, U.S. Nuclear Regulatory Commission
- /NUR 02/ Development of Technical Basis for Leak-Before-Break Evaluation Procedures; Report of the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Prepared by Battelle; NUREG/CR-6765; U.S. NRC, Washington, DC, May 2002
- /NUR 04/ T. Schimpfke: Nuclear Risk-based Inspection Methodology for passive components (NURBIM), Review and benchmarking of SRMs and associated software – Appendix B: fatigue benchmark study, May 2004
- /OTR 03/ F. Otremba: Leck-vor-Bruchkonzept auf der Basis von Versuchen an austenitischen und ferritischen Rohren, Vortrag auf der 363. RSK-Sitzung, 5. Juni 2003
- /PSI 07/ H.P. Seifert, S. Ritter: Stress corrosion cracking of low-alloy reactor pressure vessel steels under boiling water reactor conditions. Paul Scherrer Institute, Nuclear Energy and Safety Research Department, Laboratory for Materials Behaviour, March 2007
- /ROO 01/ E. Roos, K.-H. Herter, F. Otremba, K.-J. Metzner: General Concept for the Integrity of Pressurized Components, Transactions of SMIRT 16, Washington D.C., August 2001, Paper no. 1725
- /RSK 73/ Ergebnisprotokoll der 89. RSK Sitzung, TOP 3: RSK-interne Angelegenheiten - Berstsicherung für Reaktordruckbehälter, Stand der Diskussion über vorliegende Berstsicherungskonzepte - Empfehlung zum weiteren Vorgehen
- /RSK 75/ Ergebnisprotokoll der 104. RSK Sitzung, TOP 7: Kernkraftwerk BASF - Sicherheitskonzept
- /RSK 82a/ Ergebnisprotokoll der 179. RSK Sitzung, Empfehlung in Anlage 2: Kernkraftwerk Brunsbüttel (KKB), Bruchpostulate für Rohrleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters bis zur 1. äußeren Absperrarmatur

- /RSK 82b/ Ergebnisprotokoll der 180. RSK Sitzung, zustimmende Kenntnisnahme des Berichts des RSK-Ausschusses LWR: Kernkraftwerk Brunsbüttel, Bruchpostulate für Rohrleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters bis zur ersten äußeren Absperrarmatur
- /RSK 89/ Ergebnisprotokoll der 248. RSK Sitzung am 15.11.1989, Stellungnahmen in Anlage 1: Kernkraftwerk Philippsburg 1 (KKP 1): Teilaustausch von Frischdampfleitungen und Festlegung von Bruchpostulaten, Anlage 2: Kernkraftwerk Brunsbüttel (KKB): Bruchpostulate für Speisewasserleitungen außerhalb des Sicherheitsbehälters
- /RSK 91/ Ergebnisprotokoll der 259. RSK Sitzung am 20.02.1991, Stellungnahme Anlage 1: Erfüllung der Leckpostulate für Lecks an Hauptkühlmittel-, Frischdampf- und Speisewasserleitungen innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters von Druckwasserreaktor-Anlagen
- /RSK 96/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren: Ursprungsfassung (3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981) mit Änderungen vom 15.11.1996 mit den Anhängen: 1. Auflistung der Systeme und Komponenten, auf die die „Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten“ anzuwenden ist (06.09.1979) 2. Rahmenspezifikation „Basissicherheit von druckführenden Komponenten“ (06.09.1979)
- /RSK 98/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. Stand 12/98
- /RSK 05/ Festlegung von Versagenspostulaten für Komponenten, Anlage zum Ergebnisprotokoll der 386. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 08.09.2005
- /RSK 08/ F. Otremba, X. Schuler, E. Altstadt: German concept of break exclusion Reactor Safety Commission (RSK), Subcommittee DKW, Vortrag auf dem Quadripartite Meeting 2008 in Paris
- /RUD 12/ Jürgen Rudolph et al.: AREVA Fatigue Concept – A Three Stage Approach to the Fatigue Assessment of Power Plant Components, Nuclear Power Plants, Dr. Soon Heung Chang (Ed.), ISBN: 978-953-51-0408-7, InTech

- /SCH 94/ G. Schön, F. Baumann: Betriebserfahrung mit dem Ermüdungsüberwachungssystem FAMOS im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld. 20. MPA-Seminar, Oktober 1994
- /SEI 93/ A. Seibold et al.: Betriebsüberwachung in deutschen Kernkraftwerken. Staatliche Materialprüfungsanstalt (MPA), Universität Stuttgart. 19. MPA-Seminar. Oktober 1993
- /SIA 12/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Bekanntmachung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit vom 20. November 2012
- /SIA 13/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, hier: Interpretation 2: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses (zurzeit in Überarbeitung, zuletzt veröffentlicht als: Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Revision D, April 2009, Modul 4: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses)
- /SUN 00/ R. Sunder et al.: Bewertung von Konzepten und Verfahren zur Schwingungsüberwachung in Kernkraftwerken. Hrsg. Institut für Sicherheitstechnologie GmbH, TÜV Anlagentechnik GmbH. ISTec-A-514. Dezember 2000
- /VGB 06/ VGB PowerTech: Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren. VGB-R401 J. Dritte Ausgabe 2006
- /VGB 07/ H. Hoffmann, U. Ilg, G. König, W. Mayinger, G. Nagel, D. Schümann, M. Widera: Das Integritätskonzept für Rohrleitungen sowie Leck- und Bruchpostulate in deutschen Kernkraftwerken, VGB Powertech 87, 7/2007, S. 78-91
- /WLN 02/ GRS-Weiterleitungsnachricht 2002/04: Bruch der Deckelsprühleitung im Kernkraftwerk Brunsbüttel

- /WLN 08/ GRS-Weiterleitungsnachricht 2008/03: Risse in austenitischen Armaturengehäusen infolge chloridinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion im Kernkraftwerk Krümmel
- /WLN 11/ GRS-Weiterleitungsnachricht 2011/05: Anzeigen im Vorschuhende des Stützens der Hauptkühlmittelleitung zur Volumenausgleichsleitung im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld

Anhänge

Anhang A Ergebnisse der Betriebserfahrungsauswertung zu Leckereignissen

Anhang B Eingabedatensätze aus der NURBIM-Studie

Anhang C Ergebnisse der Untersuchungen zur Bedeutung der Erstdruckprüfung

Anhang D Ergebnisse der Untersuchungen zum Einfluss der WKDP

Anhang A: Ergebnisse der Betriebserfahrungsauswertung zu Leckereignissen

Tabelle A Bei Druckprüfungen aufgetretene Leckereignisse an Rohrleitungen der J- und K-Systeme in deutschen KKW (farbig markierte Einträge kennzeichnen Ereignisse an nicht absperzbaren Leitungen innerhalb der DFU)

Ereignis-Jahr	Anlage	Titel	DN ¹	Schadensmechanismus	Erkennung	Komponente	BJ ²	Betriebsparameter		Auslegungsparameter	
								Druck	Temperatur	Druck	Temperatur
1981	KWB-B	Abriss einer Impulsleitung am Druckhalter bei Druckprobe	25	Schwingbeanspruchung	RKL-Druckprobe	Impulsleitung	5			172	362
1985	KKI-1	Lochkorrosion an Nachkühler und Rohrleitungen der Abgasanlage	150	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/Druckprobe	Rohrleitungen	7	0,8	90		
1989	KWB-B	Undichtigkeit in der RDB-Leckageablaufleitung bei einer Primärkreisdruckprobe	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	RKL-Druckprobe	Leckagedetektionsleitung RDB-Deckeldichtung	13				
1990	KKG	Undichtigkeit der Detektionsleitung für Leckagen der RDB-Flanschdichtung bei der Druckprobe	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/Druckprobe	Leckagedetektionsleitung RDB-Deckeldichtung	8				
1990	KKP-1	Undichtigkeit in der Detektionsleitung für Leckagen der RDB-Deckeldichtung	10	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	RKL-Druckprobe	Leckagedetektionsleitung RDB-Deckeldichtung	11			160	300

¹ Nennweite

² Betriebsjahre

Ereignis-Jahr	Anlage	Titel	DN ¹	Schadens-mechanismus	Erken-nung	Komponente	BJ ²	Betriebs-parameter		Auslegungs-parameter	
								Druck	Tempe-ratur	Druck	Tempe-ratur
1991	KWB-A	Undichtigkeiten in der Detektionsleitung für Leckagen der RDB-Deckeldichtung	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leckagedetektions- leitung RDB- Deckeldichtung	17			178	350
1991	KBR	Undichtigkeiten an der RDB-Deckelleckageleitung	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leckagedetektions- leitung RDB- Deckeldichtung	4			175	350
1992	KWO	Undichtigkeit an der Überwachungsleitung der RDB-Deckeldichtung	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leckagedetektions- leitung RDB- Deckeldichtung	24				
1992	KKS	Undichtigkeit bei der Druckprobe an Wirkdruckleitungen eines Druckhaltersicherheits- u. Abblaseventils	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Wirkdruckleitung DH-Sicherventil	20	0		5	
1993	KBR	Geringfügige Leckage an der Abgabeleitung des Systems für radioaktive Abwasser	100	Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Abgabeleitung	6			12	100
1995	KKU	Leckage an einer Rohrleitung des Abgas-systems	25	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Rohrleitung	17	6	180	20	200
1996	KKG	Undichtigkeit der Leckagedetektionleitung der RDB-Flanschdichtung	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leckagedetektions- leitung RDB- Deckeldichtung	14				
1996	KWB-A	Schäden an Abwasserleitung zum Kühlturm	100	Flächenkorrosion	WKP/ Druckprobe	Abwasserleitung	22				
1996	KWO	Leckage in einer Stopfbuchsabsaugelei-tung	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Entwässerungslei-tung	28				
1997	KWB-B	Undichtigkeit in der RDB-Deckeldichtungsleckageleitung	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	RKL- Druckprobe	Leckagedetektions- leitung RDB- Deckeldichtung	21				
2000	GKN-1	Rissbefunde an Kleinleitungen der Druckhalter-Armaturenstation	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leckageabführlei-tung	24				

Ereignis-Jahr	Anlage	Titel	DN ¹	Schadens-mechanismus	Erken-nung	Komponente	BJ ²	Betriebs-parameters		Auslegungs-parameters	
								Druck	Tempe-ratur	Druck	Tempe-ratur
2001	KWO	Undichtigkeit in der Entlüftungsleitung des Behälters TA05 B002	25	ISpRK	WKP/ Druckprobe	Entlüftungsleitung	33				
2001	KWO	Befunde an der Befüllungsleitung des Konzentratbehälters TA05 B001	25	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Befüllungsleitung	33				
2001	KWB-B	Undichtigkeiten in der RDB-Deckeldichtungsleckageablaufleitung	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leckageablauflei-tung	25				
2003	GKN-1	Schweißnahtbefunde an einer Anschluss-leitung eines Kühlmittelspeichers	80	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leitung zur Unter-druckhaltung Kühl-mittelspeicher	27				
2005	KKG	Leckage an einem Rohrabschnitt des Ab-gassystems im Unterdruckbereich	25	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Entleerungsleitung	23	0,89	0,00	20,00	0,00
2006	KKB	Befund an einer Schweißnaht im Nach-kühlsystem (Gebäudesprühsystem)	250	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Gebäudesprühleit-ung	30	0,00	0,00	170,00	22,00
2006	GKN-1	Rissbefund an einer Leckageabführleitung der Druckhalter-Armaturenstation	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leckageabführlei-tung	30	0,00	0,00	0,00	0,00
2007	KKB	Leckagen an Kleinleitungen, festgestellt bei der RDB-Druckprobe	25	in Klärung	RKL- Druckprobe	Entlüftungsleitung	31	(65)	(65)	86,3 (160)	0,00
2007	KKB	Leckagen an Kleinleitungen, festgestellt bei der RDB-Druckprobe	25	in Klärung	RKL- Druckprobe	Stillstandsentswäs-serungsleitung	31	65	65	86,30 (160)	0,00
2008	GKN-1	Undichtigkeit an der DN15 Leitung zur Ab-führung der RDB-Deckeldichtungsleckagen	15	Ursache nicht ermittel-bar	WKP Druckprobe	Leckagedetektions-leitung RDB-Deckeldichtung	32	0,00	0,00	172,00	345
2008	KKP-2	Leckagen an Schweißnähten der Verbin-dungsleitung zwischen Kühlmittelbehälter 1 und Abgassystem	80	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Verbindungsrohr Behälter Kühlmittel-lagerung	23	0,90	25	12,00	100
2008	GKN-2	Undichtigkeiten in der Detektionsleitung für Leckagen der RDB-Deckeldichtung	15	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leckagedetektions-leitung RDB-Deckeldichtung	19				

Ereignis-Jahr	Anlage	Titel	DN ¹	Schadens-mechanismus	Erken-nung	Komponente	BJ ²	Betriebs-parameter		Auslegungs-parameter	
								Druck	Tempe-ratur	Druck	Tempe-ratur
2008	KKU	Geingfügige Undichtigkeit an Leitungen des Kugelmesssystems	0	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leitungen des Kugelmesssystems	30	10		ca. 25	
2009	GKN-1	Rissbefund an einer Leckageabfuhrleitung der Druckhalter Armaturenstation	25	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Leckageabfuhrleitung Druckhalter Armaturenstation	33				
2010	KKU	Geringfügige Undichtigkeit an einer Leitung des Kugelmesssystems	4	chloridinduzierte TSpRK, Lochkorrosion	WKP/ Druckprobe	Kugeltransportrohr (Kugelmesssystem)	32	10,00			

Anhang B: Eingabedatensätze aus der NURBIM-Studie

Tabelle B-1 Basisdatensatz /NUR 04/

	Kleines Rohr	Mittleres Rohr	Großes Rohr
Verteilungsfunktionen:			
Risstiefe (a) ¹	$\mu = 0,5878$	$\mu = 0,788$	$\mu = 0,0953$
	$\sigma = 0,485$	$\sigma = 0,67$	$\sigma = 0,64$
Risslängenverhältnis (c/a)	$\mu = 3,0$	$\mu = 3,0$	$\mu = 3,0$
Beanspruchungen durch:			
Eigengewicht	23,1 MPa	29,8 MPa	45,6 MPa
Primärdruck	42,9 MPa	56,1 MPa	87,6 MPa
Eigenspannung	51,5 MPa	43,9 MPa	27,4 MPa
Risswachstum:			
C im Paris Law	$5.06 \text{ E}^{-9} \text{ mm/Zyklus}/(\text{MPa m}^{1/2})^m$		
Zyklus der betrieblichen Transiente	500 Zyklen/Jahr		
Werkstoffkennwerte:			
Streckgrenze	150 MPa		
Fließspannung	300 MPa		
Zugfestigkeit	450 MPa		
Bruchzähigkeit	$265,7 \text{ MPa m}^{1/2}$		

¹ μ : Mittelwert, σ : Standardabweichung

Tabelle B-2 „Low Value“ Eingabedatensatz /NUR 04/

	Kleines Rohr	Mittleres Rohr	Großes Rohr
Verteilungsfunktionen:			
Risstiefe (<i>a</i>)	$\mu = -0,02235$	$\mu = 0,07565$	$\mu = -0,6356$
	$\sigma = 0,485$	$\sigma = 0,67$	$\sigma = 0,64$
Risslängenverhältnis (<i>c/a</i>)	$\mu = 3,0$	$\mu = 3,0$	$\mu = 3,0$
Beanspruchungen durch:			
Eigengewicht	23,1 MPa	29,8 MPa	45,6 MPa
Primärdruck	42,9 MPa	56,1 MPa	87,6 MPa
Eigenspannung	21,1 MPa	8,9 MPa	0 MPa
Risswachstum:			
C im Paris Law	$1,0 \text{ E}^{-9} \text{ mm/Zyklus}/(\text{MPa m}^{1/2})^m$		
Zyklus der betrieblichen Transiente	250 Zyklen/Jahr		
Werkstoffkennwerte:			
Streckgrenze	75 MPa		
Fließspannung	150 MPa		
Zugfestigkeit	225 MPa		
Bruchzähigkeit	$265,7 \text{ MPa m}^{1/2}$		

Tabelle B-3 „High Value“ Eingabedatensatz /NUR 04/

	Kleines Rohr	Mittleres Rohr	Großes Rohr
Verteilungsfunktionen:			
Risstiefe (a)	$\mu = 1,269$	$\mu = 1,48$	$\mu = 0,78845$
	$\sigma = 0,485$	$\sigma = 0,67$	$\sigma = 0,64$
Risslängenverhältnis (c/a)	$\mu = 3,0$	$\mu = 3,0$	$\mu = 3,0$
Beanspruchungen durch:			
Eigengewicht	23,1 MPa	29,8 MPa	45,6 MPa
Primärdruck	42,9 MPa	56,1 MPa	87,6 MPa
Eigenspannung	81,1 MPa	78,9 MPa	67,4 MPa
Risswachstum:			
C im Paris Law	$1,0 \text{ E}^{-8} \text{ mm/Zyklus}/(\text{MPa m}^{1/2})^m$		
Zyklus der betrieblichen Transiente	1000 Zyklen/Jahr		
Werkstoffkennwerte:			
Streckgrenze	225 MPa		
Fließspannung	300 MPa		
Zugfestigkeit	675 MPa		
Bruchzähigkeit	$265,7 \text{ MPa m}^{1/2}$		

Anhang C: Ergebnisse der Untersuchungen zur Bedeutung der Erstdruckprüfung

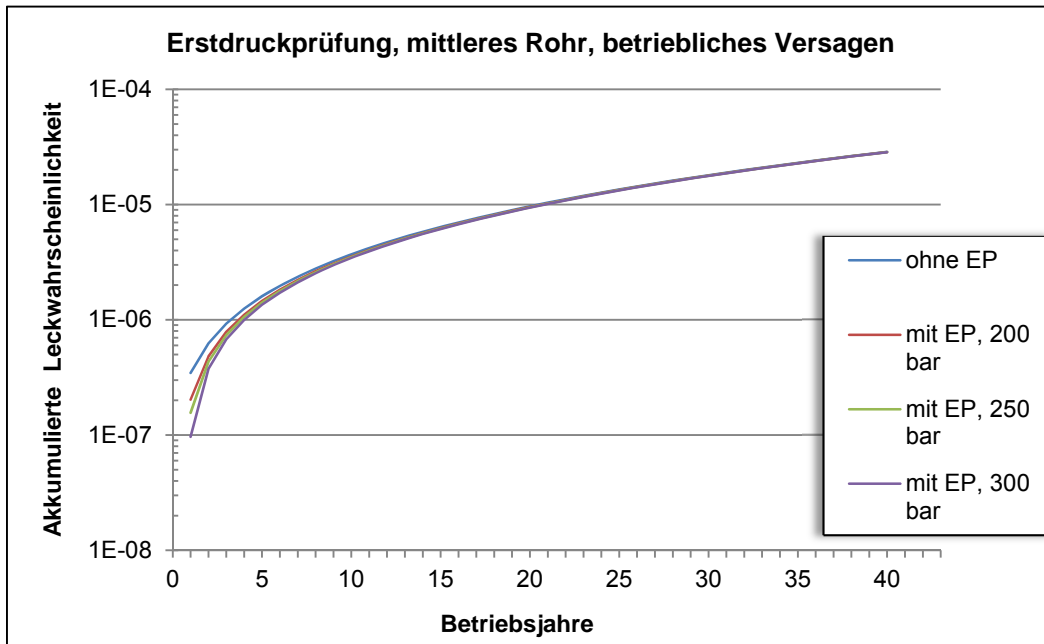


Bild C-1 Entwicklung des betrieblichen Versagens bei verschiedenen Drücken in der Erstdruckprüfung (Rohrleitung mit mittlerem Durchmesser)

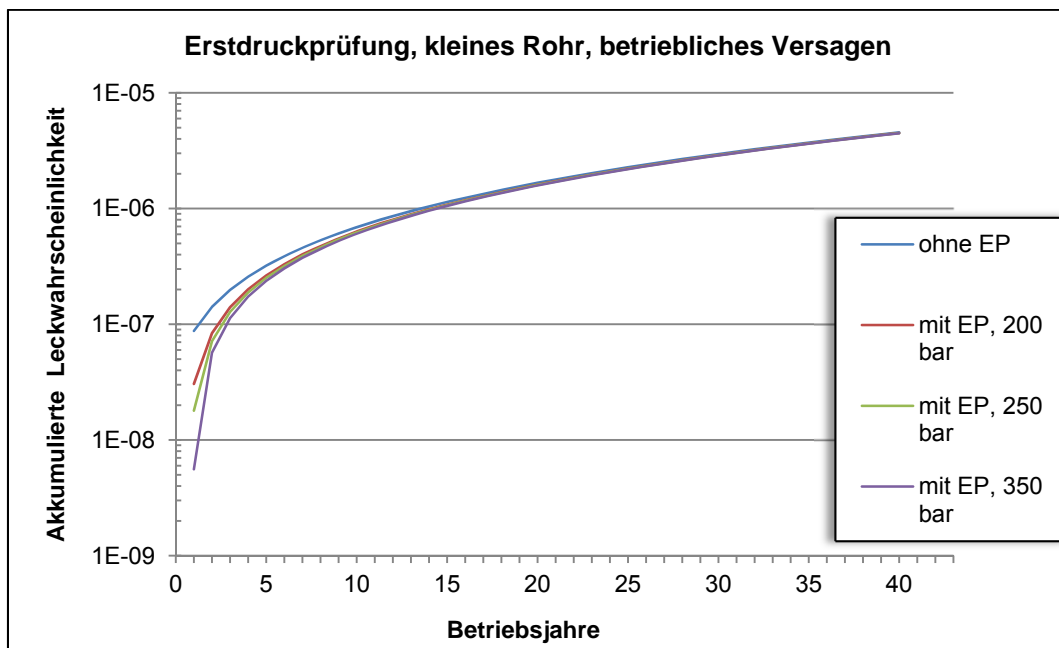


Bild C-2 Entwicklung des betrieblichen Versagens bei verschiedenen Drücken in der Erstdruckprüfung (Rohrleitung mit kleinem Durchmesser)

Anhang D: Ergebnisse der Untersuchungen zum Einfluss der WKDP

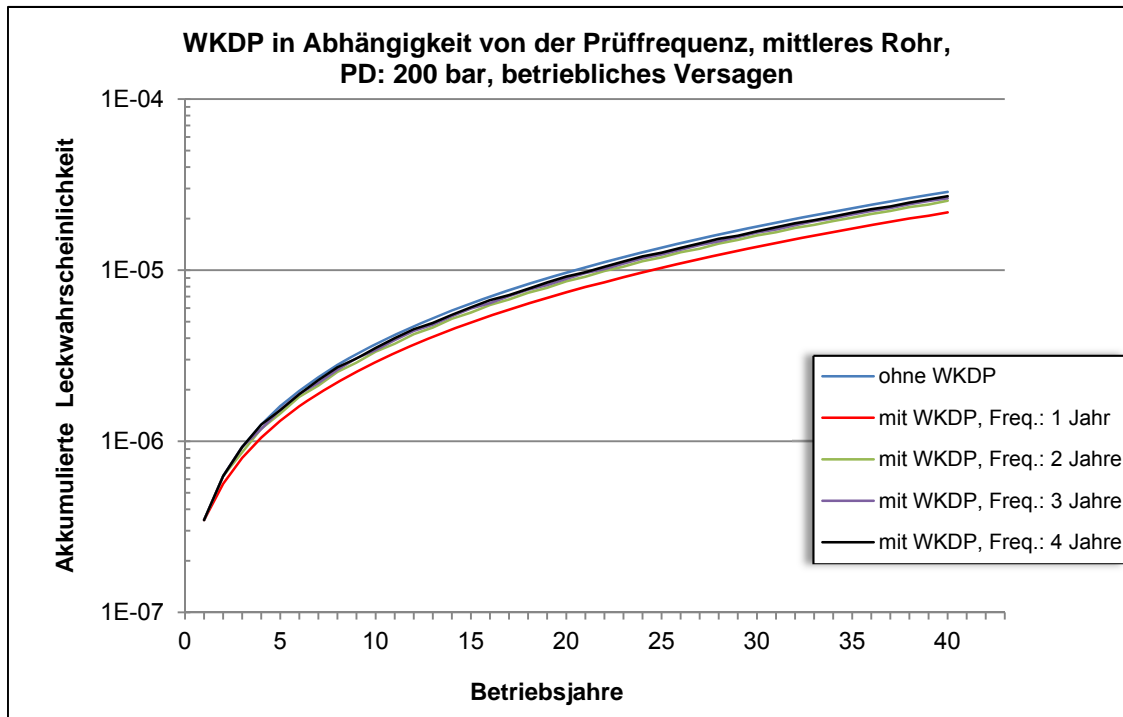


Bild D-1 Entwicklung des betrieblichen Versagens bei Variation der Prüffrequenz (mittlerer Rohrlängendurchmesser, Prüfdruck 200 bar)

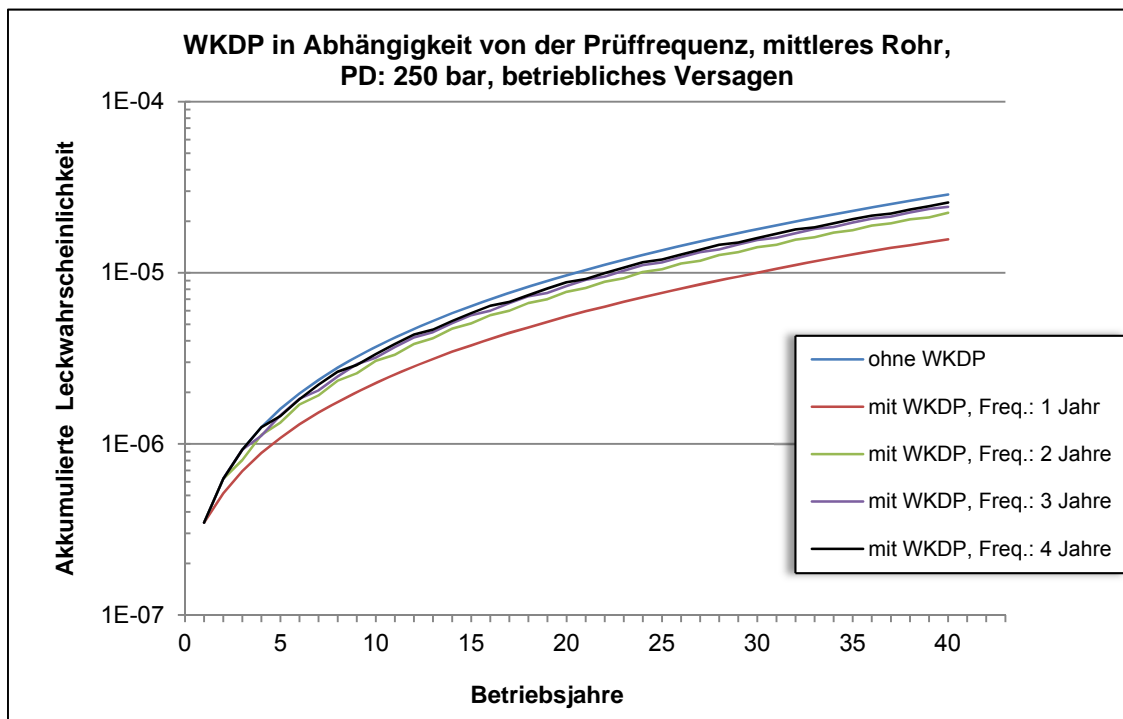


Bild D-2 Entwicklung des betrieblichen Versagens bei Variation der Prüffrequenz (mittlerer Rohrlängendurchmesser, Prüfdruck 250 bar)

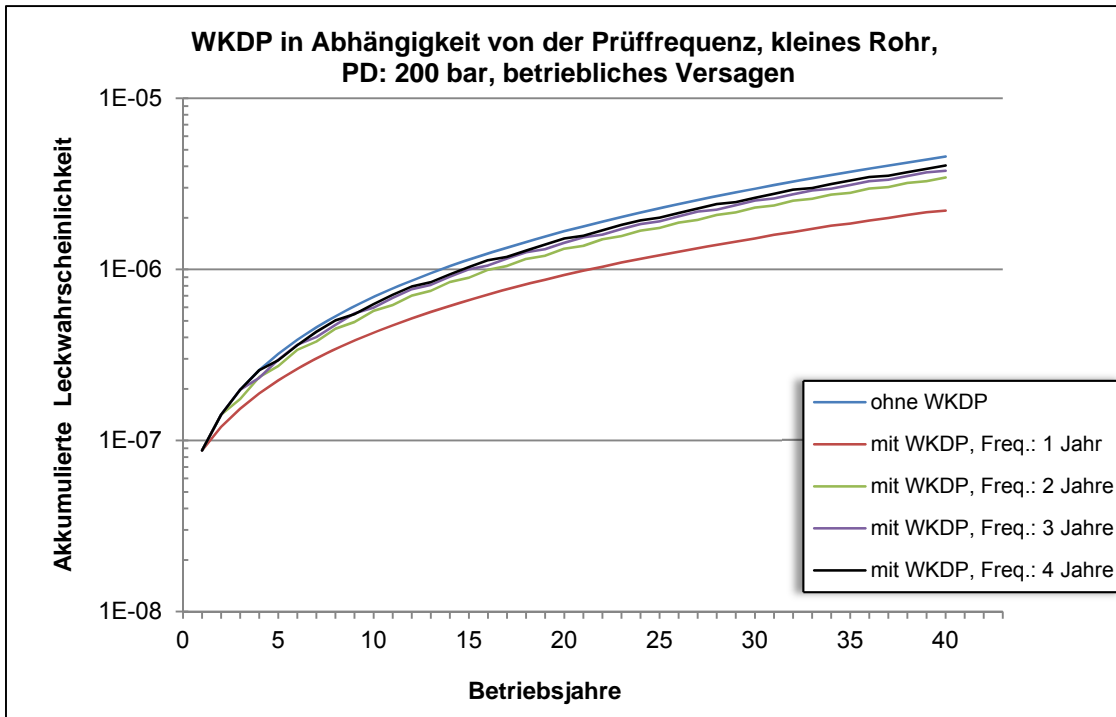


Bild D-3 Entwicklung des betrieblichen Versagens bei Variation der Prüffrequenz (kleiner Rohrleitungsdurchmesser, Prüfdruck 200 bar)

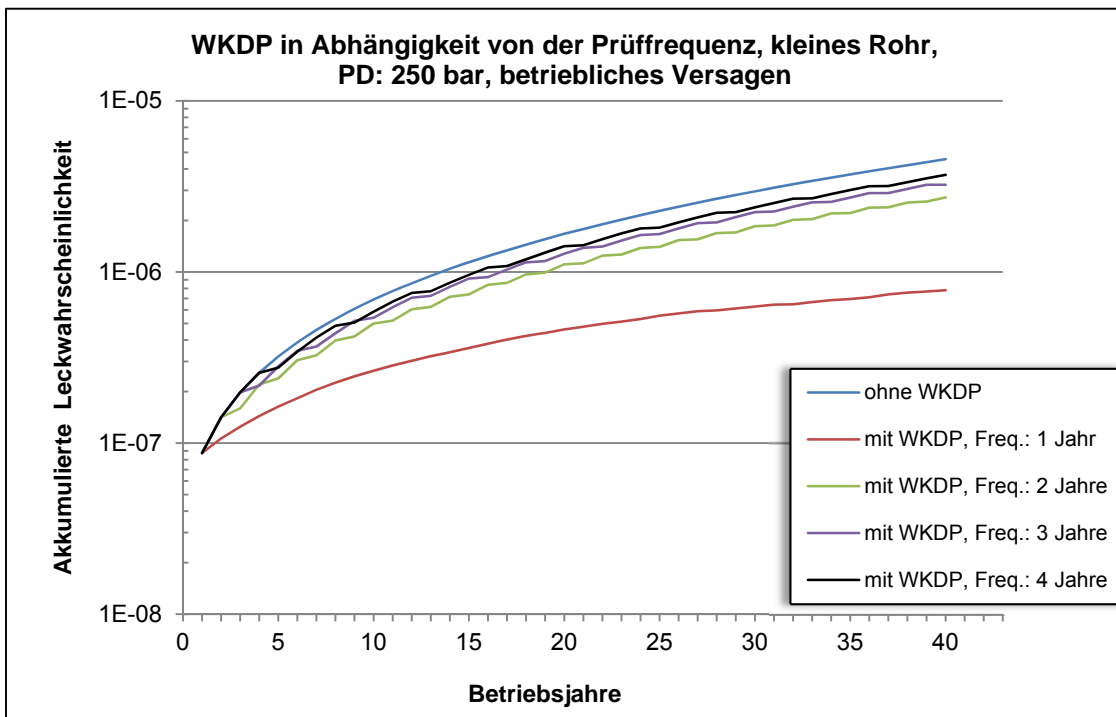


Bild D-4 Entwicklung des betrieblichen Versagens bei Variation der Prüffrequenz (kleiner Rohrleitungsdurchmesser, Prüfdruck 250 bar)

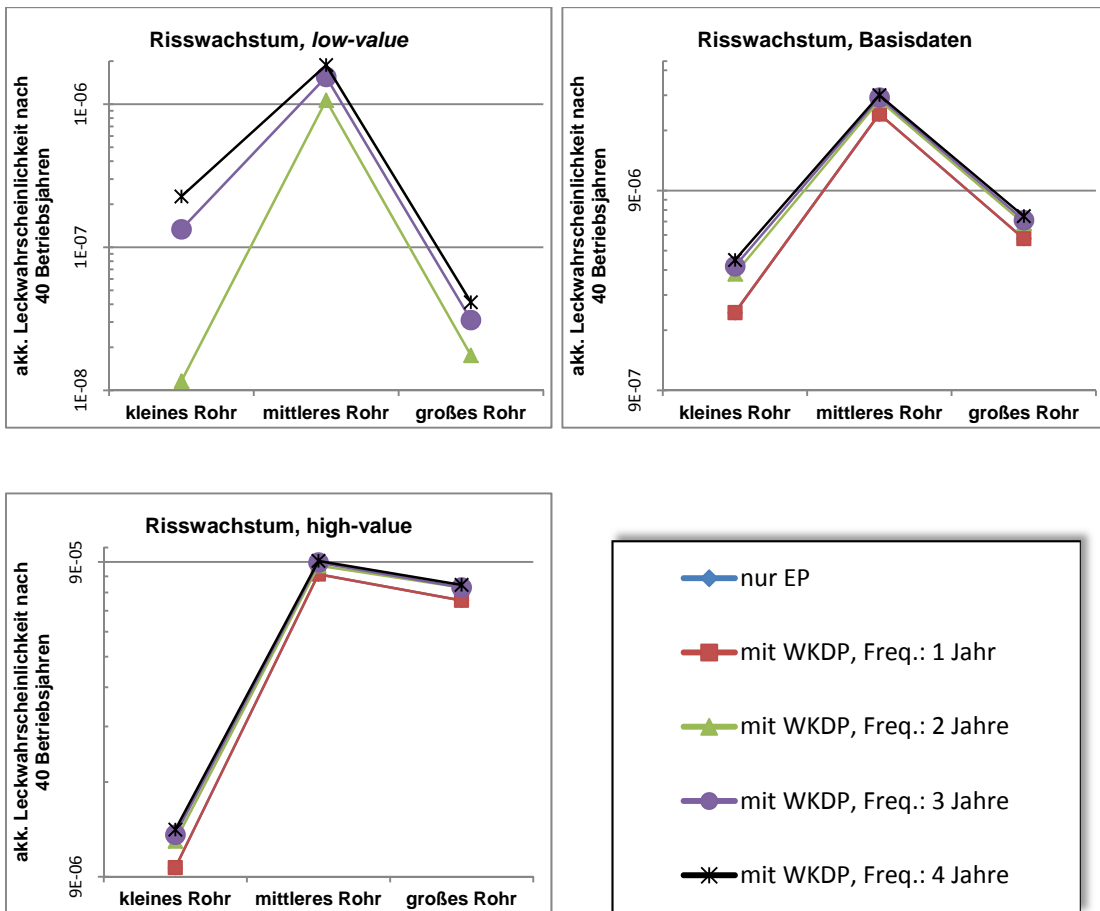


Bild D-5 Akkumulierte Leckwahrscheinlichkeit nach 40 Betriebsjahren bei Variation der Risswachstumsgeschwindigkeit für verschiedene Rohrdurchmesser

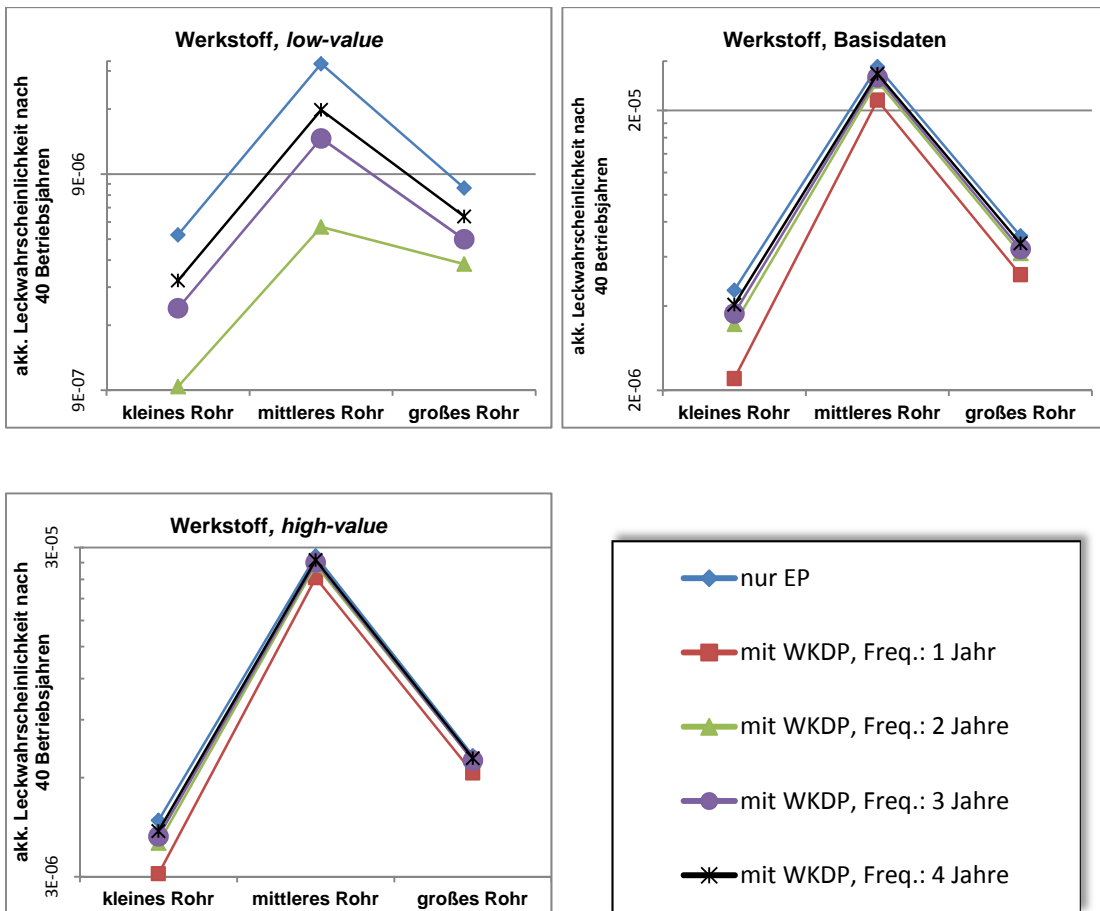


Bild D-6 Akkumulierte Leckwahrscheinlichkeit nach 40 Betriebsjahren bei Variation der Werkstoffparameter (Streckgrenze, Fließspannung) für verschiedene Rohrleitungsdurchmesser

Verteiler

Druckexemplare:

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Referat RS I 3 (Herr Kramarz) 2 x

Bundesamt für Strahlenschutz

Referat SK 2 (Herr Mahlke) 5 x

GRS

Bibliothek (hog) 1 x

Autoren (elm, jed, rec, sit, wam, wen) jeweils 1 x

Projektleiter (mif) 2 x

Gesamt 16 x

PDF-Version:

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Referat RS I 3 (Herr Kramarz) 1 x

Bundesamt für Strahlenschutz

Referat SK 2 (Herr Mahlke) 1 x

GRS

Geschäftsführer (wfp, stj)

Bereichsleiter (moe, prg, san, stc, uhl, ver, zir)

Abteilungsleiter (maq, poi, sit)

Projektleiter (mif)

Projektcontrolling (pan)

Autoren (elm, jed, rec, sit, wam, wen)

TECDO (wev)

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
85748 Garching b. München
Telefon +49 89 32004-0
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon +49 30 88589-0
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon +49 531 8012-0
Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de