



Bundesministerium
für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit

SCHRIFTENREIHE REAKTORSICHERHEIT UND STRAHLENSCHUTZ

ÜBERPRÜFUNG VON PRÜFKONZEPTEN FÜR PASSIVE MECHANISCHE KOMPONENTEN VON LEICHTWASSER- REAKTOREN MIT PROBABILISTISCH ORIENTIERTEN RECHENVERFAHREN

BMU - 2004-634



WIR STEuern UM AUF ERNEUERBARE ENERGIEN.

BMU – 2004-634

**Überprüfung von Prüfkonzepthen für passive
mechanische Komponenten von Leichtwasserreaktoren
mit probabilistisch orienttierten Rechenverfahren**

S. Fricke ¹

D. Rieck ²

J. Rumpf

¹ TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

² Ingenieurgesellschaft Nord mbH & Co. KG

IMPRESSUM

Dieser Band enthält einen Abschlussbericht über ein vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) gefördertes Vorhaben. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autoren. Das BMU übernimmt keine Gewähr für die Richtigkeit, die Genauigkeit und Vollständigkeit der Angaben sowie die Beachtung privater Rechte Dritter. Der Eigentümer behält sich alle Rechte an der weiteren Nutzung oder Vervielfältigung des Berichts vor.

Der Bericht wurde vom TÜV Nord e.V., Hamburg, erstellt.

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

Herausgeber:

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Arbeitsgruppe RS I 1
Postfach 12 06 29
53048 Bonn

ISSN 1612-6386

Erscheinungsjahr: 2004

Kurzzusammenfassung

Im Rahmen des Vorhabens SR 2394 ist in einer Modellstudie an Beispielen untersucht worden, ob Prüfkonzepte für passive mechanische Komponenten von deutschen Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren mit Hilfe probabilistisch orientierter Rechenverfahren überprüft werden können.

Für US-amerikanische Kernkraftwerke mit Druck- und Siedewasserreaktoren liegen Analysen vor, die zeigen, dass mit risikoorientierten Bewertungsverfahren Präzisierungen der geltenden Prüfvorschriften erzielt werden können. Die Ergebnisse der Bewertungen betreffen den erforderlichen Prüfumfang und die Auswahl der zu prüfenden Strukturelemente von Rohrleitungen. Die Analysen stützen sich auf methodische Vorgehensweisen ab, die von der NRC und der US-amerikanischen Industrie entwickelt wurden und auch probabilistische Analysemethoden zur Bewertung des Versagens von Rohrleitungen und Behältern betreffen.

Wir haben im Vorhaben SR 2394 untersucht, unter welchen Bedingungen die Möglichkeit besteht, die US-amerikanischen Vorgehensweisen auf Rohrleitungen und Behälter zu übertragen, die den Verhältnissen deutscher Kernkraftwerke mit Druck- und Siedewasserreaktoren unterliegen.

Mit den KTA 3201.4 und 3211.4 liegen allgemeine Vorschriften über wiederkehrende Prüfungen für Komponenten des Primärkreises sowie druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises vor. Die im Vorhaben SR 2394 betrachteten Betriebserfahrungen von Kernkraftwerken mit Druck- und Siedewasserreaktoren können - bzgl. der Zielstellung des Vorhabens SR 2394 - als ausreichend repräsentative Stichprobe für die zu betrachtende Gesamtheit von Betriebserfahrungen deutscher Kernkraftwerke angesehen werden. Sie zeigen aber keine ausreichende statistische Signifikanz, die allein aus der statistischen Auswertung der Betriebserfahrungen gesicherte Rückschlüsse auf eventuell erforderliche Änderungen von Prüfumfängen und -intervallen im Regelwerk auf Grund von probabilistischen Aussagen zulassen würde. Die für deutsche Kernkraftwerke vorliegenden Probabilistischen Sicherheitsanalysen weisen aber in Ergänzung zu den deterministischen Sicherheitsanalysen umfangreiche quantitative und qualitative sicherheitstechnische Bewertungen aus. Darüber hinaus liegen strukturmechanische Modelle und Berechnungsergebnisse vor, die ergänzende spezifische Betriebserfahrungen mit Rohrleitungen und Behältern widerspiegeln.

Wir kommen deshalb im Ergebnis der Untersuchungen im Vorhaben SR 2394 auf dieser Grundlage und in Verbindung mit den vorliegenden generischen Betriebserfahrungen für Kernkraftwerke sowie den US-amerikanischen Anwendungen risikoorientierter Bewertungsmethoden für Prüfverfahren zu der Aussage, dass die von uns analysierten risikoorientierten Methoden es ermöglichen, notwendige Präzisierungen von Anforderungen an Prüfumfänge - einschließlich der Auswahl von Prüferten - für passive Komponenten anlagenspezifisch für deutsche Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren vorzunehmen. Für die Quantifizierung von Prüfintervallen sehen wir die von uns betrachteten probabilistischen Methoden wegen der mit ihnen verbundenen Unsicherheiten als nicht geeignet an. Wir betrachten das Vorliegen von Ergebnissen anlagenspezifischer risikoorientierter Analysen für den kompletten zu betrachtenden Umfang passi-

ver Komponenten in Kernkraftwerken als Voraussetzung, um die generellen Vorschriften über Prüfumfänge, wie sie in den KTA 3201.4 und 3211.4 festgelegt sind, risikoorientiert überprüfen zu können.

Damit die Präzisierungen der Prüfumfänge den sicherheitstechnischen Anforderungen entsprechen, müssen sie bestimmte methodische Bedingungen erfüllen, die wir im Ergebnis unserer Untersuchungen formuliert haben. Diese Bedingungen betreffen die Vorgehensweise der risikoorientierten Bewertung, Einzelheiten der verwendeten Modelle sowie erforderliche Weiterentwicklungen der probabilistischen bruchmechanischen Rechenverfahren und -modelle. Wir haben hierzu die Anforderungen an die Gesamtvorgehensweise formuliert sowie die probabilistischen Verfahren und Modelle zur Bewertung der Fehlerfolgen, Fehleranfälligkeit und des Risikos im Detail bewertet.

Wir haben entsprechend der Aufgabenstellung für das Vorhaben SR 2394 keine Detailbewertung der deterministischen Elemente der risikoorientierten Vorgehensweise vorgenommen. Die Festlegung der Anforderungen an die deterministischen Elemente betrachten wir aber als weitere wichtige Voraussetzung für die Anwendung des Gesamtkonzeptes im Rahmen der Überprüfung von Prüfkonzepthen.

Unsere Untersuchungen weisen technische Anforderungen sowie eine grundlegende Vorgehensweise für eine risikoorientierte Bewertung von Prüfumfängen für Rohrleitungen und Behälter in deutschen Kernkraftwerken mit Druck- und Siedewasserreaktoren aus. Darüber hinaus ergeben sich aus unseren Analysen Notwendigkeiten für weitere Entwicklungen der probabilistischen bruchmechanischen Modelle. Eine anforderungsgerechte Anwendung erfordert neben den erforderlichen Entwicklungen ein technisches Gesamtkonzept, das neben den von uns formulierten probabilistischen Anforderungen auch detaillierte Anforderungen an die deterministischen Elemente enthält.

Wir kommen im Ergebnis unserer Untersuchungen zu der Aussage, dass wesentliche Voraussetzungen für die Erstellung eines solchen Gesamtkonzeptes für die Bedingungen deutscher Kernkraftwerke gegeben sind.

Abstract

Within the research project SR 2394 probabilistic models were tested to find out under which conditions they could be used to review inspection plans for passive mechanical components (pipes and vessels) of German light water Nuclear Power Plants. This report addresses the results of these analyses.

U.S. investigations for Nuclear Power Plants show that risk-oriented evaluation methods have the potential to improve inspections. Probabilistic results were found which - compared to traditional approaches - more precisely describe the necessary scope of inspections and the structural elements that are most important to be inspected. These investigations were based on methodologies which were developed by both the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) and U.S. utilities. These methodologies combine probabilistic structural calculations and insights of Probabilistic Safety Analyses (PSA) with traditional deterministic evaluation methods and expert judgement.

The project SR 2394 was especially aimed at defining which conditions have to be applied when using these risk-oriented evaluation approaches for German Nuclear Power Plants.

The German rules KTA 3201.4 and KTA 3211.4 define general requirements for surveillance testing of components of the primary circuit and other components which are pressurized or contain radioactivity. In the project a representative sample of German operational experience on inspection results of passive components was analysed with the aim to find statistical information on necessary changes of inspection measures. It was found that the statistical significance of the information was too low to give - based on the statistical analysis only - solid reasons for changing the general requirements of KTA 3201.4 and KTA 3211.4. Probabilistic Safety Analyses of German Nuclear Power Plants however show comprehensive quantitative and qualitative safety insights. They are understood as necessary additional information within the frame of deterministic safety analyses. In addition there are results of structural mechanical calculations that essentially specify German operational experiences with pipes and vessels of Nuclear Power Plants.

Therefore - based on these experiences and models as well as international operational experiences with Nuclear Power Plants - from the results of the project it can be concluded that the analysed risk-oriented methods have the potential to improve the requirements on inspection scope of passive components including the definition of inspection locations. Because of their large uncertainties the methods are not sufficient to quantify inspection intervals. Complete plant-specific analyses of all important passive components, however, are a vital condition which has to be fulfilled before general inspection requirements of the KTA 3201.4 and KTA 3211.4 can be successfully reviewed.

As a result of our investigations we defined methodical conditions, which have to be fulfilled when applying the risk-oriented approach to derive inspection measures. These conditions are understood to be essential for following safety requirements. They comprise the overall methodological risk-oriented approach, details of the probabilistic models to be applied as well as necessary development of some parts of the probabilistic structural models and codes. In this report we address general requirements to the

overall approach as well as details of the probabilistic models to be used to evaluate consequences of failures, failure probability and risk. Though we consider the deterministic elements of the risk-oriented approach vital, we do not evaluate them in the project.

The results of our investigations contain technical requirements for a risk-oriented review of the inspection scope for pipes and vessels in German Nuclear Power plants with light water reactors. In addition we addressed in our reports necessary development of the probabilistic structural models and codes. For applying a risk-oriented review of passive mechanical components an overall risk-oriented approach has to be defined in detail including a description of the probabilistic and deterministic technical elements.

Based on the results of our investigations we conclude that essential conditions are fulfilled for developing such an approach under the conditions of the operation of German Nuclear Power Plants.

Gliederung

1	Vorhabensbeschreibung.....	7
2	Einleitung.....	9
3	Vorgehensweise.....	10
4	Statistische Auswertung von aufgetretenen Befunden in Kernkraftwerken	11
5	Konzept zur risikoorientierten sicherheitstechnischen Bewertung von Prüfungen..	12
6	Anwendbarkeit probabilistischer Modelle	20
6.1	Repräsentative Komponenten.....	20
6.2	Probabilistische Bruchmechanische Berechnungen.....	25
6.3	Probabilistische Wertigkeiten passiver Komponenten in PSA.....	27
6.4	Methodik zur probabilistischen Bestimmung eines minimal erforderlichen Umfangs zu prüfender Strukturelemente	28
6.4.1	Aufgabenstellung	28
6.4.2	Entscheidungskriterium.....	28
6.4.3	Methodik	29
6.4.4	Vergleich mit dem probabilistischen Entscheidungskriterium.....	32
7	Risikoorientierte Prüfkonzepete in konventionellen Industriebereichen.....	32
8	Zusammenfassung	35
9	Referenzen.....	37
10	Teilberichte	39
11	Anlagen.....	39

1 Vorhabensbeschreibung

Im Rahmen des Vorhabens SR 2394 ist in einer Modellstudie an Beispielen untersucht worden, ob Prüfkonzepte für passive mechanische Komponenten von deutschen Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren mit Hilfe probabilistisch orientierter Rechenverfahren überprüft werden können. Das Vorhaben wurde in der Zeit vom 01. Juli 2001 bis 31. Mai 2003 durchgeführt. Dabei wurden die folgenden Teilthemen bearbeitet:

- Erstellung eines durch Betriebserfahrung begründeten Kriterienkatalogs hinsichtlich potentieller Schadensmechanismen und Auswahl repräsentativer Komponenten für die Modellstudie (Arbeitspaket 1)
- Bereitstellung von deterministischen Spannungsanalysen für die ausgewählten repräsentativen Komponenten (Arbeitspaket 2)
- Erstellung von Eingabedatensätzen für die probabilistische Analyse (Werkstoffkennwertverteilungen, Fehlerverteilungen, Umgebungseinflüsse etc.) (Arbeitspaket 3)
- Durchführung von Simulationsrechnungen, um aufzuzeigen, welche Unterschiede sich in der Risikoaussage bei Variation der Prüfumfänge im Rahmen üblicher Festlegungen ergeben (Variation des Zeitintervalls von Wiederkehrenden Prüfungen und diversitäre Prüfverfahren/Methoden) (Arbeitspaket 4)
- Bewertung der Modellansätze hinsichtlich ihres Verifizierungsstandes für die Beschreibung der Entstehung und Entwicklung von Schäden (Arbeitspaket 5)
- Zusammenstellung der Ergebnisse und Gegenüberstellung zur Regelwerkspraxis (Arbeitspaket 6).

Der vorliegende Schlussbericht beschreibt die Ergebnisse des Vorhabens SR 2394. Die Ergebnisse der Analysen im Vorhaben SR 2394 wurden im Arbeitspaket 6 zusammengefasst und in einen Gesamtzusammenhang eines risikoorientierten sicherheitstechnischen Konzeptes zur Bewertung von Prüfungen gestellt. Dabei wurden die Möglichkeiten zur Ableitung von Regelwerksänderungen der KTA 3201.4 und 3211.4 diskutiert. Die Zusammenfassung ist im Hauptteil des Schlussberichtes dargestellt.

Der Schlussbericht enthält als Teilberichte die Ergebnisberichte zu den Arbeitspaketen 2 bis 5.

Im Arbeitspaket 1 wurde ein Katalog potentieller Schadensmechanismen erstellt sowie die Grundsätze der in deutschen Kernkraftwerken angewandten Prüfverfahren zusammengestellt. Auf dieser Basis wurde ein vorläufiges Modell zur Ableitung probabilistischer Wertigkeiten passiver Komponenten definiert, das den Ausgangspunkt für die Überprüfung der probabilistisch orientierten Rechenverfahren im Vorhaben SR 2394 bildete und im Rahmen der Bearbeitung des Vorhabens präzisiert wurde. Die Ergebnisse zum Arbeitspaket 1 sind im Bericht „Zwischenbericht 31-12-2001 Abschluss Arbeitspaket 1“ zusammengefasst.

Im Rahmen der Analysen zum Arbeitspaket 2 wurden ausgewählte Spannungsanalysen für repräsentative Komponenten durchgeführt mit dem Ziel, Eingangsparameter für die probabilistischen strukturellen Analysen der Modellstudie zu bestimmen. Die Ergebnisse sind im Teilbericht 1 „Deterministische strukturelle Parameterverläufe als Grundlage für die Ableitung der Eingangsgrößen der probabilistischen strukturellen Analysen“ zusammengefasst.

In Abhängigkeit von den Parameterverläufen gemäß Arbeitspaket 2 wurden im Arbeitspaket 3 die Eingangsparameter (Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Zufallsgrößen) für die probabilistischen strukturellen Analysen für die jeweiligen repräsentativen Komponenten erstellt. Die Ergebnisse können dem Teilbericht 2 „Verläufe der Eingangsparameter für die probabilistische strukturelle Analyse“ entnommen werden.

Im Arbeitspaket 4 wurden Rechnungen mittels probabilistischer bruchmechanischer Ansätze und Modelle, die probabilistischen Sicherheitsanalysen zugrunde liegen, durchgeführt. Die Ergebnisse der Rechnungen sind Teilbericht 3 „Bestimmung der probabilistischen Wertigkeiten der repräsentativen Komponenten auf Basis der betrachteten PSA“ und in Teilbericht 4 „Durchführung und Bewertung der Simulationsrechnungen“ diskutiert.

Die Bewertung des Verifizierungsstandes der probabilistischen Modellansätze erfolgte im Arbeitspaket 5. Sie umfasste eine Diskussion der verschiedenen Unsicherheiten sowie der Signifikanz der Ausfallwahrscheinlichkeiten und Risikoaussagen. Die Ergebnisse können Teilbericht 4 „Durchführung und Bewertung der Simulationsrechnungen“ und Teilbericht 5 „Bewertung der Berücksichtigung passiver Komponenten in den betrachteten PSA“ entnommen werden.

2 Einleitung

Im Rahmen des Vorhabens SR 2394 haben wir Prüfkonzeppte für passive mechanische Komponenten von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren mit Hilfe probabilistisch orientierter Rechenverfahren an Beispielen überprüft.

Internationale Entwicklungstendenzen zeigen in den letzten Jahren eine verstärkte Einbeziehung expliziter Risikoaspekte in die Bewertung von Prüfkonzeppten sowie bei der Ableitung von konkreten Prüfmaßnahmen für passive Komponenten. Schwerpunkt bilden dabei die Sicherheitsaspekte von Rohrleitungen und Behältern. Zur Risikobewertung werden auch finanzielle Gesichtspunkte herangezogen, die aber im Rahmen des hier beschriebenen Vorhabens nicht betrachtet wurden. Im Prozess der Risikobewertung spielen verstärkt probabilistische Methoden unter Berücksichtigung quantitativer Parameter eine Rolle. Beispiele, die diese Tendenz belegen, finden sich sowohl in der konventionellen Industrie als auch für Kernkraftwerke.

Vorgehensweisen und Ergebnisse solcher Risikobewertungen sind grundsätzlich vergleichbar, unterscheiden sich aber im Detail in Abhängigkeit von der jeweiligen Anwendung. Grundkonzept ist dabei, die Risikobewertung anhand ingenieurtechnischer deterministischer Sicherheitsbewertungen durchzuführen und probabilistische Bewertungsgrößen für die Aspekte ergänzend zu berücksichtigen, für die dadurch zusätzliche wesentliche sicherheitstechnische Aussagen entstehen. Dabei werden die Unsicherheiten der probabilistischen Analysen einbezogen. Diese Aspekte sind i.w. die probabilistischen Wertigkeiten, wie sie sich aus PSA ergeben, und probabilistische Bruchmechanische Berechnungen zur Bestimmung von Leck oder Bruchwahrscheinlichkeiten.

Ein wesentliches Unterscheidungsmerkmal der einzelnen Risikobewertungen ist der Grad der Verwendung quantitativer Parameter. Insbesondere für Kernkraftwerke ist eine verstärkte Anwendung quantitativer probabilistischer Parameter zu verzeichnen. Ursachen hierfür sind u.a. das Vorliegen umfangreicher quantitativer probabilistischer sicherheitstechnischer Bewertungen aus Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) für Kernkraftwerke und der Entwicklungsstand probabilistischer strukturmechanischer Rechenprogramme, die sich u.a. auf umfangreiche Betriebserfahrungen für Kernkraftwerke stützen.

Der Entwicklungsstand risikoorientierter Verfahren zur Bewertung von Prüfkonzeppten von KKW wird vor allem durch US-amerikanische Anwendungen bestimmt. Modelle und Ergebnisse beinhalten dabei die Besonderheiten der Auslegung, Betriebsführung und die Betriebserfahrungen US-amerikanischer KKW sowie das zugrunde liegende US-amerikanische Vorschriftenwerk. Wir haben uns deshalb bei der Umsetzung des Vorhabens grundsätzlich auf US-amerikanische Vorgehensweisen gestützt, aber die Unterschiede für eine Anwendung auf deutsche KKW berücksichtigt. In den Analysen haben wir insbesondere bewertet,

- in welchem Maß risikoorientierte Verfahren unter Verwendung quantitativer probabilistischer Berechnungsmethoden zu Ergebnissen führen, die den Anforderungen an eine sicherheitstechnische Bewertung von Prüfkonzeppten in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren genügen sowie

- welche Aussagen aus der Anwendung dieser Verfahren, zusätzliche und signifikante sicherheitstechnische Erkenntnisse für die Ableitung von Prüfmaßnahmen liefern können.

Wir haben zunächst in Abschnitt 3 unseres Berichtes die Randbedingungen angegeben, unter denen wir unsere Analysen durchgeführt haben. In Abschnitt 4 haben wir die Bewertung der von uns ausgewerteten Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken mit DWR und SWR zusammengefasst. In den Abschnitten 5 und 6 haben wir die Anwendbarkeit, der probabilistischen Methoden, die wir im Vorhaben SR 2394 untersucht haben, diskutiert. Wir haben dabei Bezug genommen auf den zugehörigen Entwicklungsstand in den USA und die Möglichkeiten zur Präzisierung der Prüfanforderungen in den KTA 3201.4 und KTA 3211.4. In Abschnitt 7 haben wir zum Vergleich die Anwendung risikoorientierter Inspektionsplanung in konventionellen Industriebereichen erläutert.

3 Vorgehensweise

Wir haben probabilistische Modelle zur strukturmechanischen Berechnung der Eintrittshäufigkeit von Lecks und Brüchen in Rohrleitungen und Behältern sowie zur probabilistischen Konsequenzbewertung unter Berücksichtigung quantitativer Parameter untersucht. Grundlage unserer Bewertung bildeten dabei

- eine statistische Auswertung von aufgetretenen Befunden in Kernkraftwerken, die im Rahmen der Tätigkeit der TÜV Nord Gruppe innerhalb von 20 Jahren bewertet wurden,
- probabilistische Modelle zur Bestimmung von Fehlerhäufigkeit und -folgen sowie
- die Vorschriften der KTA 3201.4 und 3211.4.

Die Analyse der probabilistischen Modelle basiert auf:

- Ergebnissen Probabilistischer Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke,
- Modellen zur Bestimmung der probabilistischen Wertigkeit von Rohrleitungen und Behältern sowie Ergebnissen ihrer Anwendung sowie
- probabilistischen bruchmechanischen Modellen und ihrer Anwendung.

Wir haben ausgewählte Ergebnisse von PSA für KKW mit DWR und SWR, die der TÜV Nord Gruppe zur Verfügung standen, verwendet. Die eingesetzten Modelle zur Bestimmung der probabilistischen Wertigkeiten basieren auf /1/ und /2/. Unter Verwendung der Rechenprogramme pc-PRAISE /3/ und VISA II /4/, die über die NEA-Datenbank verfügbar sind, haben wir die probabilistischen bruchmechanischen Analysen durchgeführt.

Die probabilistischen Modelle haben wir im Zusammenhang eines deterministischen Gesamtkonzeptes zur risikoorientierten sicherheitstechnischen Bewertung von Prüfkonzepten bewertet. Bei der Ableitung des Gesamtkonzeptes haben wir uns auf /1/ und /2/ gestützt.

Für unsere Analysen haben wir bestimmte passive Komponenten aus KKW ausgewählt. Sie wurden so bestimmt, dass die wesentlichen Aspekte der probabilistischen bruchmechanischen Berechnungen an Abschnitten dieser Komponenten untersucht werden konnten. An Hand dieser für die probabilistischen bruchmechanischen Berechnungen „repräsentativen“ Komponenten haben wir auch die Modelle zur Bestimmung der probabilistischen Wertigkeit analysiert.

Für die ausgewählten Beispiele haben wir die Anwendbarkeit der probabilistischen Methoden zur Ableitung von Prüfkonzepten für passive Komponenten bewertet und Anwendungsmöglichkeiten aufgezeigt. Dabei haben wir die Vorschriften der KTA 3201.4 und 3211.4. einbezogen und den internationalen Entwicklungsstand berücksichtigt.

4 Statistische Auswertung von aufgetretenen Befunden in Kernkraftwerken

Wir haben Befunde an passiven Komponenten anhand der folgenden Quellen für den Zeitraum von 20 Jahren statistisch ausgewertet:

- Prüf- und Begutachtungsergebnisse aus der Bewertungs- und Begutachtungstätigkeit der TÜV Nord Gruppe für deutsche KKW
- GRS-Weiterleitungsnachrichten
- BfS-Quartalsberichte zu meldepflichtigen Ereignissen
- Literatur- und Internetrecherche.

Wir haben hierzu unsere Datenbanken ausgewertet.

Dabei haben wir Rohrleitungen, Behälter, Unterstützungen und Aufhängungen hinsichtlich nachgewiesener Schadensmechanismen, Schadensursachen, Schadenstypen der geschädigten Komponenten und Bauteilbereiche betrachtet. Anlage 1 des Berichtes /5/ enthält eine zusammenfassende Darstellung der Ergebnisse.

Aus den Ergebnissen der statistischen Auswertung ergeben sich keine Erkenntnisse, aus denen sich die Notwendigkeit der Änderung der grundsätzlich in KTA 3201.4 und 3211.4 festgelegten Prüfumfänge und Prüfintervalle für Behälter und Rohrleitungen ableiten lassen. Wir begründen diese Feststellung mit der geringen Häufigkeit von nachgewiesenen Fehlern, die keine statistisch signifikante Unterscheidung einzelner Rohrleitungs- und Behälterabschnitte in Bezug auf die festgelegten Prüfumfänge und Prüfintervalle zulassen. Wir haben deshalb auch die repräsentativen Komponenten zur Bewertung der probabilistischen Modelle nicht unter diesem Aspekt ausgewählt (siehe Abschnitt 6.1).

Tabelle 3-1 zeigt repräsentative Beispiele für Anzahlen nachgewiesener Fehler an Rohrleitungsabschnitten für ausgewählte Systeme in dem von uns ausgewerteten Umfang von Betriebserfahrungen von KKW.

Tabelle 3-1: Anzahlen nachgewiesener Fehler in Rohrleitungsabschnitten ausgewählter Systeme von KKW mit DWR und SWR

System ³	Anzahl nachgewiesener Fehler an Rohrleitungen	Gesamtzahl nachgewiesener Fehler
Volumenregelsystem TA	1	43
Kühlmittelreinigungssystem TC	5	15
Nachspeisesystem TM	0	1
Speisewassersystem RL	9	145
Druckentnahmeleitung YP	0	16

³ Es wurden die Systeme ausgewählt, aus denen die repräsentativen Beispiele zur Bewertung der probabilistischen Modelle gewählt wurden.

Die Aussage zur statistischen Signifikanz der Fehlerhäufigkeit schließt nicht aus, dass sich aus der Überwachung systematischer Ursachen und Folgen von betriebsbedingten Schädigungsmechanismen sowie der Verfolgung des aktuellen Kenntnisstandes über den Anlagenzustand (siehe KTA 3201.4; Abschnitt 5, Absatz 2) anlagenspezifisch andere Festlegungen ergeben können.

5 Konzept zur risikoorientierten sicherheitstechnischen Bewertung von Prüfungen

Vorraussetzung für eine anforderungsgerechte Anwendung probabilistischer Verfahren zur Prüfkonzeptbewertung ist deren Einbindung in ein deterministisches Gesamtkonzept. Hierzu eignen sich Verfahren zur risikoorientierten Entscheidungsfindung. Diese Verfahren bewerten Fehleranfälligkeiten und Fehlerfolgen. Beide Parameter werden anhand ingenieurtechnischer Bewertungsmaßstäbe für die zu betrachtenden Komponenten bestimmt. Im Rahmen des Bewertungsprozesses werden auch probabilistische Bewertungen unter Berücksichtigung quantitativer Parameter verwendet. Den Komponente werden dann in Abhängigkeit von der jeweiligen Fehleranfälligkeit und den Fehlerfolgen Risikowerte zugeordnet. Die Risikowerte bilden in einem groben Raster Risikoklassen. Anhand der relativen Einordnung der Risikowerte (Risikorangfolge) und der Zuordnung zu Risikoklassen können Anforderungen an Prüfstrategien abgeleitet werden.

Wir haben uns im vorliegenden Vorhaben auf ein entsprechendes Verfahren aus /1/ und /2/ gestützt. Nachfolgend wird das Gesamtkonzept erläutert, um Einordnung und Bedeutung der im Vorhaben SR 2394 behandelten probabilistischen Modelle zu verdeutlichen. Eine Detailbewertung aller Elemente des Gesamtkonzeptes ist im hier behandelten Vorhaben nicht vorgenommen worden.

Das Konzept zur risikoorientierten sicherheitstechnischen Bewertung von Prüfungen, das im Vorhaben SR 2394 verwendet wurde, umfasst die in Abbildung 4.1 dargestellten Hauptprozessschritte.

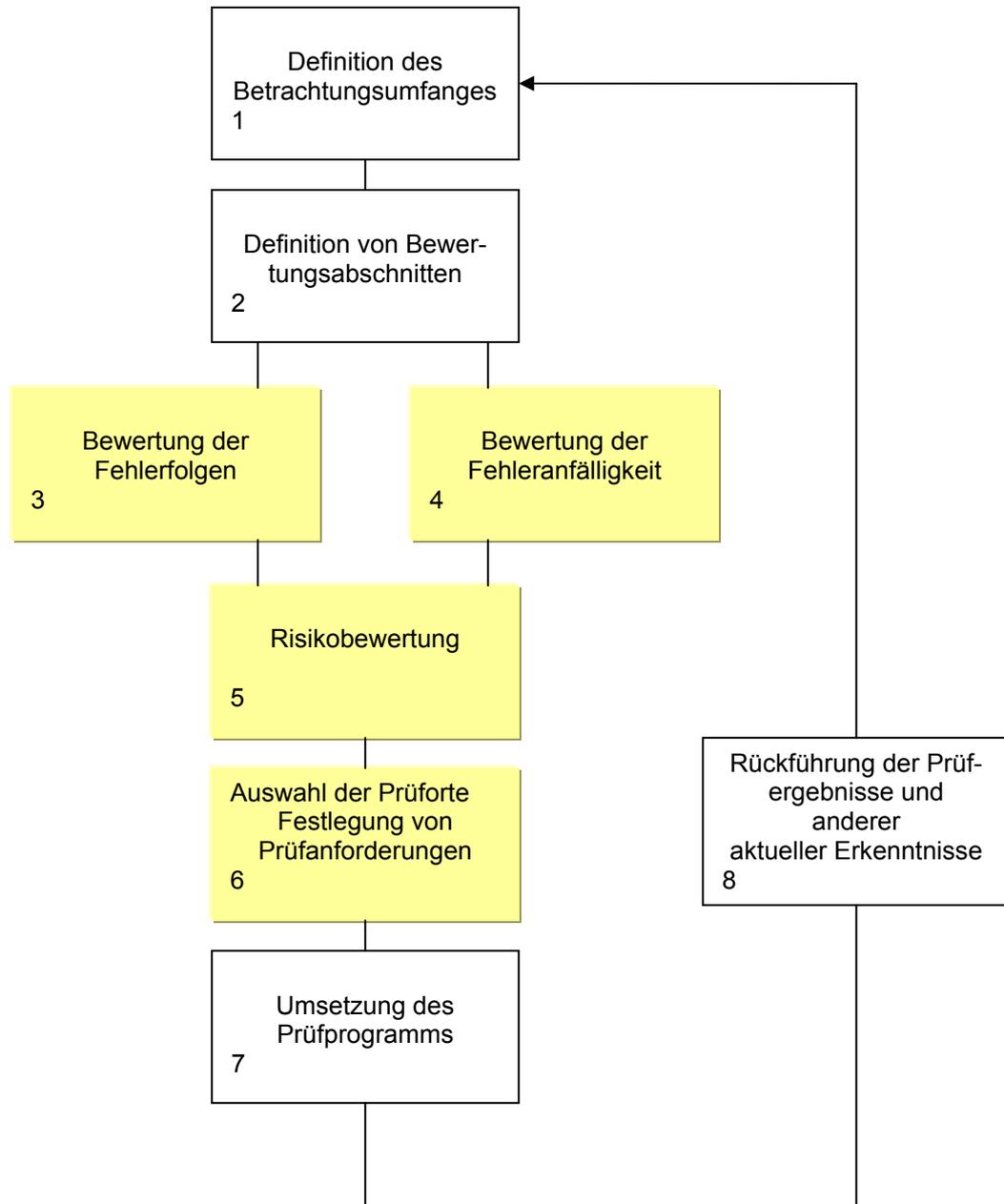


Abbildung 4.1: Überblick über das Konzept zur risikoorientierten sicherheitstechnischen Bewertung von Prüfungen nach [2/

Nachfolgend werden die Prozessschritte des Konzeptes kurz erläutert.

Prozessschritt 1: Definition des Betrachtungsumfanges

Dieser Schritt umfasst die generelle Festlegung des Umfangs von Rohrleitungen und Behältern, für die eine risikoorientierte Bewertung des Prüfkonzeptes vorgenommen werden soll. Dabei werden unter dem Gesichtspunkt der Sicherheitsrelevanz der Umfang der durch die Vorschriften geregelt ist sowie die Grenzen, die durch das PSA-Modell gegeben sind, betrachtet. Weitere Informationen über die Gesichtspunkte zur Festlegung des Betrachtungsumfanges können für die Anwendung Millstone 3 und Surry durch die Westinghouse Group /2/ entnommen werden. Allgemeine Angaben hierzu finden sich auch in /1/.

Prozessschritt 2: Definition von Bewertungsabschnitten

In diesem Schritt werden Abschnitte der Behälter und Rohrleitungen definiert. Für diese Abschnitte wird die Risikorangfolge bestimmt. Kriterien für die Abgrenzung der Abschnitte sind u.a.:

- Ein Leck oder Bruch in dem Abschnitt führt zu gleichen Fehlerfolgen (Konsequenzen). Als Fehlerfolgen werden die Konsequenzen betrachtet, die in der PSA analysiert sind (siehe /7/).
- Strukturelle Unstetigkeiten (z.B. Armaturen, Pumpen, Änderung des Durchmessers).

Einzelheiten zur Festlegung von Rohrleitungsabschnitten können /1/ und /2/ entnommen werden.

Die im Folgenden beschriebenen Prozessschritte 3 bis 6 beinhalten die Bewertungen, die zur Risikobestimmung der in Prozessschritt 2 festgelegten Abschnitte erforderlich sind. Diese Bewertungen beruhen im Wesentlichen auf deterministischen Einschätzungen und beziehen ergänzend die Ergebnisse probabilistischer Bruchmechanischer Analysen und der PSA ein. Eine detaillierte Beschreibung der dabei im Vorhaben SR 2394 betrachteten probabilistischen bruchmechanischen Modelle sind in den Berichten /8/ und /10/ enthalten. Die probabilistischen Modelle, die zur Bestimmung der probabilistischen Wertigkeit der Fehlerfolgen verwendet wurden, sind in /7/ und /10/ beschrieben. Abbildung 4-2 verdeutlicht den Zusammenhang der Bewertung der Fehleranfälligkeit, Fehlerfolgen und des Risikos sowie die dabei verwendbaren probabilistischen Aussagen (siehe auch /7/).

Prozessschritt 3: Bewertung der Fehlerfolgen (Konsequenzbewertung)

Die Konsequenzbewertung für Rohrleitungen oder Behälter beinhaltet die Bestimmung der Fehlerfolgen sowie deren Bewertung. Dabei werden direkte und indirekte Folgen von Lecks oder Brüchen betrachtet. Zur Bestimmung der Fehlerfolgen werden im Wesentlichen berücksichtigt:

- die Ergebnisse der Systemanalyse, die im Rahmen der PSA durchgeführt wurde (siehe hierzu /7/),
- Betriebserfahrungen und Auslegungsbedingungen
- Deterministische sicherheitstechnische Bedingungen (z.B. Wirksamkeitsbedingungen der Sicherheitssysteme).

Direkte Folgen von Lecks oder Brüchen in Rohrleitungen oder Behältern sind auslösende Ereignisse oder Ausfälle im Sicherheitssystem. Diese Folgen sind in der PSA modelliert. PSA sind deshalb im Rahmen des hier beschriebenen Konzeptes eine wesentliche Grundlage für die Analyse der Fehlerfolgen. In der PSA wurden die Konsequenzen in einer systematischen Systemanalyse untersucht. Diese berücksichtigt die Sicherheitsbedeutung der Abschnitte bezüglich interner störfallauslösender Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb heraus. Darüber hinaus erfordert die Sicherheitsbewertung auch externe Einflüsse (Erdbeben, Brand, Überflutung) sowie Störfälle in Nichtleistungszuständen zu berücksichtigen. Diese können über deterministische ingenieurtechnische Einschätzungen einbezogen werden. In /2/ sind hierzu Beispiele für ein solches Vorgehen angegeben.

Die Bewertung der Fehlerfolgen kann auf einer qualitativen oder quantitativen Basis erfolgen. Qualitative Vorgehensweisen sind in /1/ und /2/ beschrieben. Im Rahmen des hier behandelten Vorhabens wird die quantitative Herangehensweise betrachtet. Diese stützt sich auf die Ergebnisse von PSA. Als Maßstab für die Konsequenzbewertung werden dabei Kernschäden betrachtet, wenn eine PSA der Stufe 1 zugrunde gelegt wird. Liegen Ergebnisse von PSA der Stufe 2 vor, können ergänzend Freisetzungen radioaktiver Stoffe als Bewertungsmaßstab zugrunde gelegt werden /1/, /2/.

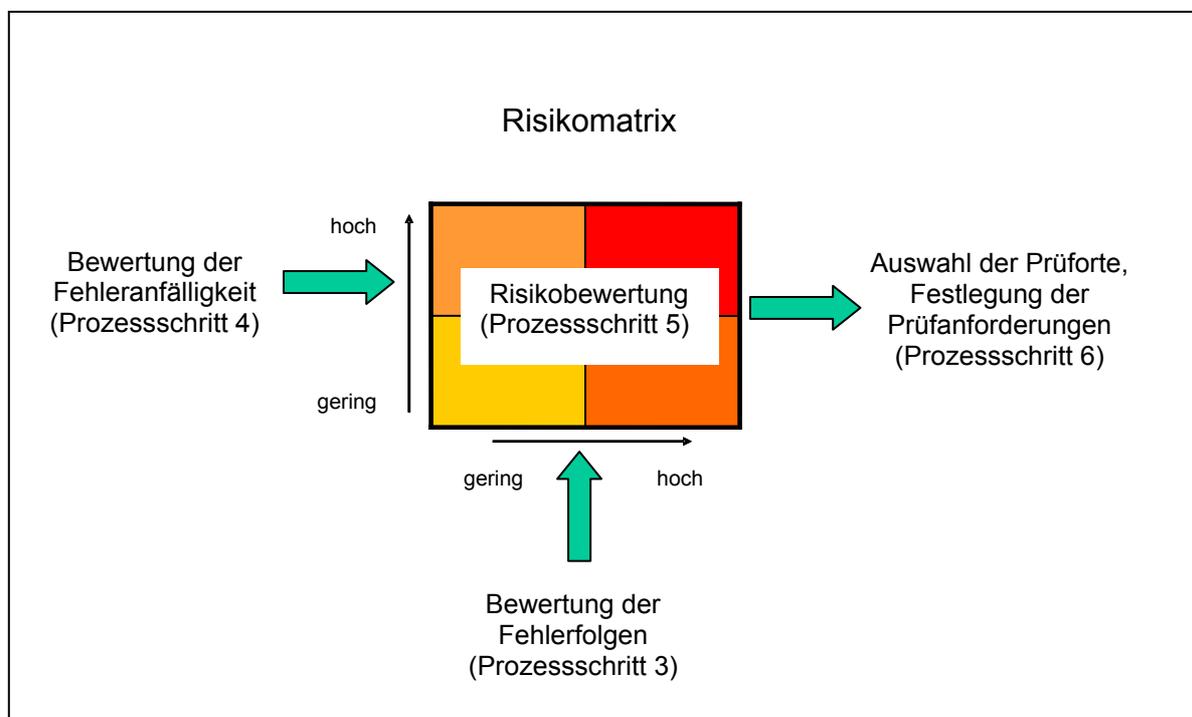


Abbildung 4-2: Prozessschritte zur Risikobewertung

Indirekte Folgen von Lecks oder Brüchen in den betrachteten Abschnitten von Rohrleitungen und Behältern sind in der Regel (sofern sie nicht auslösende Ereignisse von Störfällen sind) in der PSA nicht analysiert. Solche Folge sind z.B. Schäden, die verursacht werden durch

- schlagende Rohrleitungen
- Überflutungen
- Dampf- oder Wasserstrahl
- umher fliegende Bruchstücke
- erhöhte Umgebungstemperaturen.

Zu ihrer Analyse sind spezielle Untersuchungen erforderlich. Mögliche Vorgehensweisen sind in /1/ und /2/ beschrieben. Ergebnisse der Analyse indirekter Folgen sind in /2/ beispielhaft angegeben.

Prozessschritt 4: Bewertung der Fehleranfälligkeit

In diesem Prozessschritt müssen Versagensarten und -ursachen und die zu gehörigen Versagenshäufigkeiten oder -wahrscheinlichkeiten definiert werden. Ziel ist es dabei, für die spezifischen Bedingungen der definierten Rohrleitungs- bzw. Behälterabschnitte die potentiellen Versagensarten zu bestimmen und für die ungünstigsten Bedingungen des jeweiligen Abschnitts die Versagenshäufigkeit oder -wahrscheinlichkeit abzuleiten. Die Versagenshäufigkeiten oder -wahrscheinlichkeiten werden dann als Parameter zur Bestimmung der Risikorangfolge und zur Risikoklassifizierung (Risikobewertung) der Abschnitte von Rohrleitungen und Behältern verwendet.

Der Prozess der Bestimmung der Versagensarten und -ursachen umfasst eine spezifische Analyse der Schädigungs- und Belastungsbedingungen für die jeweiligen Abschnitte, der hier nicht im Detail betrachtet wird. In ihm sollten sowohl die anlagenspezifischen als auch generische Betriebserfahrungen analysiert werden. Die in Anlage 1 des Berichtes /5/ dargestellten möglichen Schädigungsmechanismen und Schadensarten aus Betriebserfahrungen ausgewählter KKW können als generische Informationen in diesem Prozess genutzt werden.

Versagenshäufigkeiten oder -wahrscheinlichkeiten sollten unter Verwendung u.a. folgender Informationen bewertet werden:

- Betriebserfahrungen über aufgetretene Befunde und Schäden
- Expertenbewertungen
- Ergebnisse von probabilistischen strukturmechanischen Berechnungen.

Häufigkeiten für Befunde und Schäden lassen sich z.B. unter Verwendung der in Anlage 1 des Berichtes /5/ dargestellten Informationen ableiten.

Die Unsicherheiten der Bestimmung der Versagenshäufigkeiten (bzw. -wahrscheinlichkeiten) sind allerdings i.a. groß, da sie für die betrachteten Abschnitte passiver Komponenten sehr niedrig sind (z.T. deutlich unter 10^{-7} a^{-1}). Aus diesem Grund machen sich für diese Aufgabe spezielle Expertenbewertungen erforderlich. In /1/ ist ein mögliches Vorgehen für eine solche Expertenbewertung dargestellt. Im Rahmen des hier behandelten Konzeptes werden relative Häufigkeiten oder Wahrscheinlichkeiten zur Differenzierung der Rohrleitungs- und Behälterabschnitte verwendet. Diese können mit deutlich geringeren Unsicherheiten als absolute Häufigkeiten verbunden sein. Im Rahmen der Bestimmung der Fehleranfälligkeit können auch Ergebnisse von probabi-

listischen strukturellen Berechnungen verwendet werden. Diese können eine detailliertere Zuordnung der Leck- bzw. Bruchhäufigkeiten zu den einzelnen Orten innerhalb der betrachteten Segmente ermöglichen sowie Aussagen über die Entwicklung von Schädigungen zu Lecks oder Brüchen liefern. Allerdings sind auch die Ergebnisse von probabilistischen strukturellen Berechnungen mit großen Unsicherheiten verbunden. Abbildung 4-3 zeigt als Beispiel die großen Unterschiede (mehrere Größenordnungen), die sich für die Bestimmung der Leckwahrscheinlichkeit mittels probabilistischer bruchmechanischer Berechnungen bei Verwendung unterschiedlicher Modelle für die Bestimmung der Anfangsrisstiefe ergeben können. Keine andere Einflussgröße - außer den Korrosionsrisstwachstumsparametern, wenn Spannungsrissskorrosion nicht ausgeschlossen werden kann - hat einen derart großen Einfluss auf das rechnerische Ergebnis der probabilistischen bruchmechanischen Analysen von Rohrleitungen wie die zugrunde gelegte Anfangsrisstiefe. Details zu diesen probabilistischen bruchmechanischen Berechnungen können /8/ und /10/ entnommen werden. Die Unterschiede können deutlich reduziert werden, wenn für eine relative Rangfolge für die zu betrachtenden Abschnitte vergleichbare Anfangsrisstiefenmodelle verwendet werden können. Abbildung 4-4 verdeutlicht zusammenfassend die Einflussgrößen zur Bewertung der Fehleranfälligkeit.

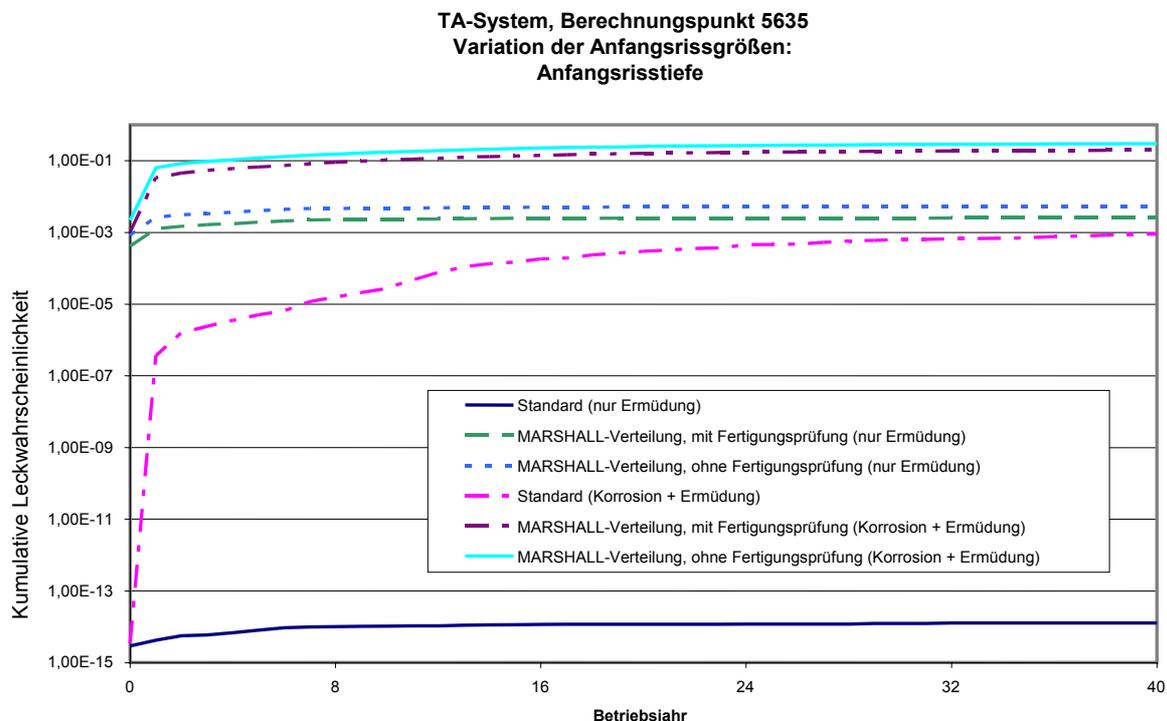


Abbildung 4-3: Leckwahrscheinlichkeit eines Berechnungspunktes für unterschiedliche Modelle zur Bestimmung der Anfangsrisstiefe /10/

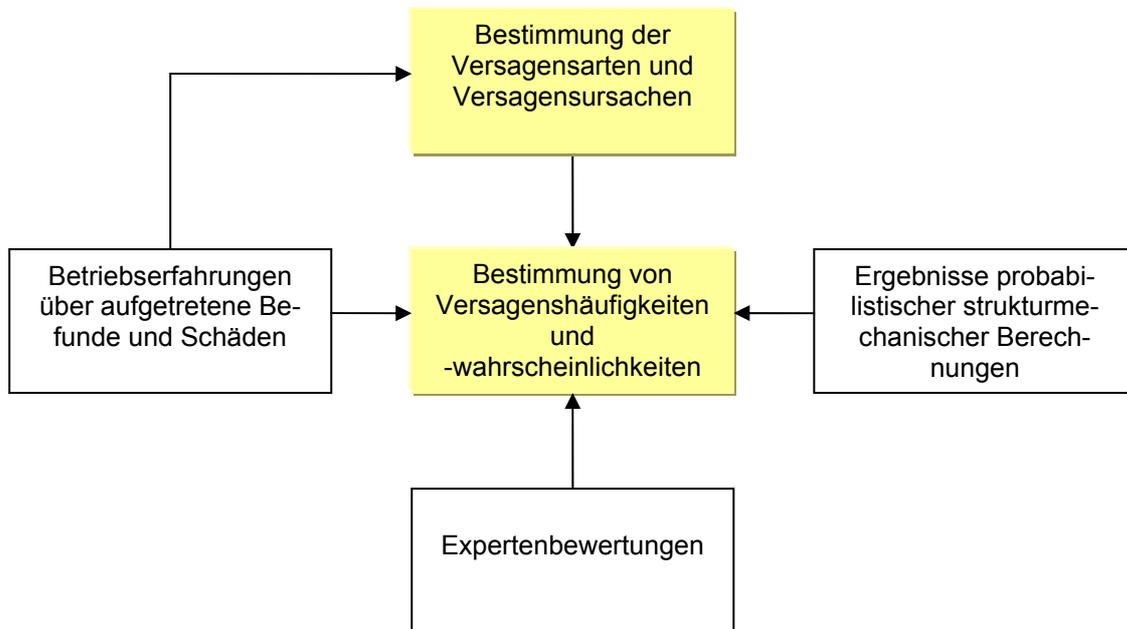


Abbildung 4-4: Bestimmung von Versagenshäufigkeiten und -wahrscheinlichkeiten von Rohrleitungs- und Behälterabschnitten

Prozessschritte 5: Risikobewertung

Unter Verwendung der Fehlerhäufigkeit und der Fehlerfolgen werden in diesem Prozessschritt die Komponentenabschnitte mit hohen Risikowerten bestimmt. Anhand dieser Zuordnung können die Komponentenabschnitte entsprechend ihrer Fehleranfälligkeit und Sicherheitsbedeutung in Risikokategorien eingeordnet werden (siehe Abbildung 4-2). Kriterien für hohe Fehleranfälligkeit bzw. hohe Wertigkeit von Fehlerfolgen ergeben sich aus den deterministischen und probabilistischen Bewertungen, wie sie unter den Prozessschritten 3 und 4 beschrieben sind. Beide Einstufungen sind Gegenstand von Expertenbewertungen, die probabilistische Aussagen benutzen. Im Ergebnisbericht zum Arbeitspaket 4 /7/ sind als Beispiel Kriterien aus /2/ für eine hohe probabilistische Wertigkeit der Fehlerfolgen angegeben. Zur Bestimmung hoher Fehleranfälligkeiten können ebenfalls probabilistische Maßstäbe verwendet werden (siehe /7/ und /21/). Hierzu können die Ergebnisse probabilistischer bruchmechanischer Berechnungen, wie z.B. Aussagen zur Fehlerentwicklung von Lecks oder Brüchen dienen. In /1/ und /2/ sind Beispiele für die Ableitung solcher Kriterien angegeben. Im hier behandelten Vorhaben sind solche Kriterien nicht ausgewiesen, da uns hierfür eine geeignete Erfahrungsgrundlage in Bezug auf die Ableitung von Prüfanforderungen für die deutschen Kernkraftwerke nicht zur Verfügung stand. Eine Voraussetzung für die Ableitung solcher Kriterien ist die Umsetzung der Modellanforderungen an probabilistische bruchmechanische Berechnungen, die in dem hier behandelten Vorhaben abgeleitet wurden (siehe Ergebnisbericht zu den Arbeitspaketen 4 und 5 /9/).

Prozessschritte 6: Auswahl der Prüforte und Festlegung von Prüfanforderungen

Für die in Prozessschritt 5 klassifizierten Abschnitte von Rohrleitungen oder Behältern werden hier die erforderlichen Prüforte bestimmt und die Anforderungen an die Prüfmethoden festgelegt. Basis für diese Bewertung bilden die deterministischen und probabilistischen Ergebnisse des bisherigen Analyseprozesses.

Abbildung 4-5 gibt einen Überblick über wesentliche Einflussgrößen, die im Prozess der Bewertung von Prüfanforderungen zu berücksichtigen sind.

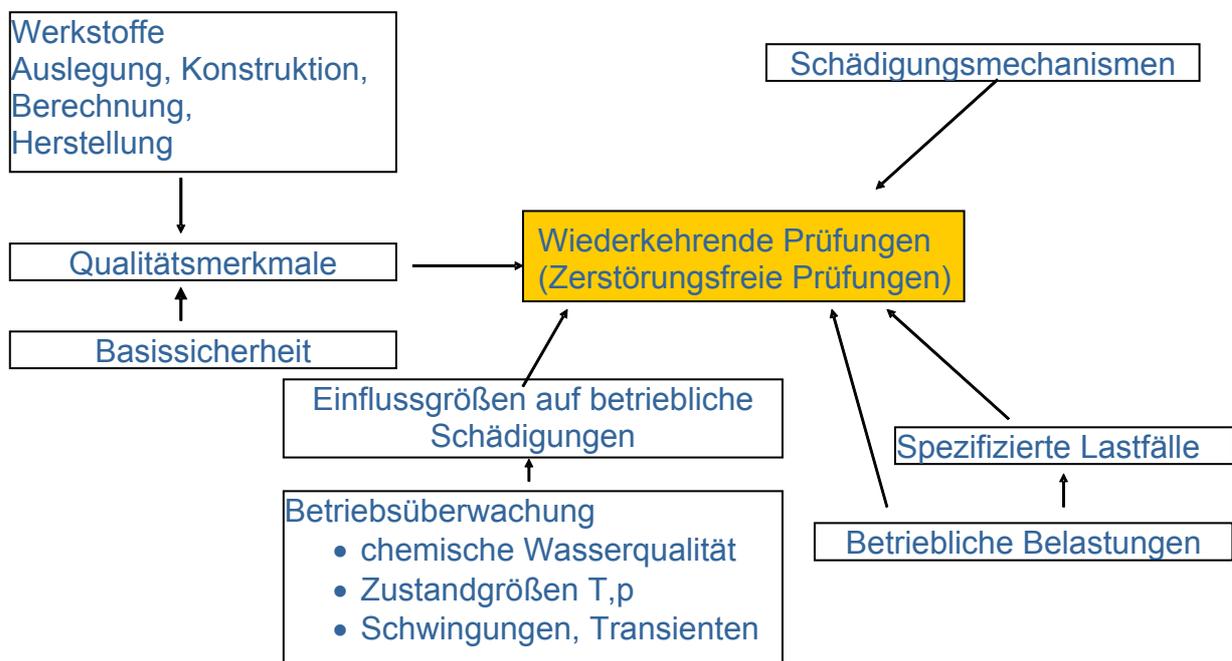


Abbildung 4-5: Einflussgrößen auf Prüfanforderungen

Als Parameter zur Bestimmung der Prüfanforderungen für die betrachteten Komponentenabschnitte werden die Fehleranfälligkeit und die Sicherheitsbedeutung auf Basis der Fehlerfolgenbewertung verwendet. Auf dieser Grundlage ergibt sich eine Einteilung der Abschnitte der betrachteten Rohrleitungen und Behälter in die vier Anforderungskategorien, die in Abbildung 4-2 dargestellt sind. Die Fehleranfälligkeit begründet insbesondere Anforderungen an die Effektivität der einzusetzenden Prüfungen. Die Fehlerfolgenbewertung bildet die Basis für die Auswahl der Abschnitte mit hoher Sicherheitsbedeutung, für die eine Spezifizierung der Prüfeffektivität vorgenommen werden soll.

/1/ enthält Empfehlungen für Anforderungen in den vier Anforderungskategorien für US-amerikanische Kernkraftwerke. In /2/ sind entsprechende Anforderungen für die Kernkraftwerke Millstone 3 und Surry abgeleitet worden.

6 Anwendbarkeit probabilistischer Modelle

Die probabilistischen Elemente des Bewertungskonzeptes, die von uns untersucht wurden, können im Rahmen des vorgestellten Gesamtkonzeptes Informationen insbesondere zur Spezifizierung folgender zwei Aspekte liefern:

- Umfang der zu prüfenden Strukturelemente der einzelnen Abschnitte
- Auswahl der zu prüfenden Strukturelemente für diese Umfänge.

Unsere Untersuchungen zeigen, dass die probabilistischen Analysen für deutsche Kernkraftwerke signifikante Informationen insbesondere zum Aspekt der Auswahl zu prüfender Strukturelemente liefern können. Dabei kann die Risikorangfolge als relativer Maßstab zur Auswahl der zu prüfenden Strukturelemente verwendet werden. Für die Ableitung eines minimal zulässigen Umfangs zu prüfender Strukturelemente liegen methodische Voraussetzungen vor. Allerdings erfordert eine solche Anwendung die Festlegung von spezifischen probabilistischen Grenzwerten für Zuverlässigkeitsparameter, die ein zulässiges Niveau beschreiben. Solche probabilistischen Grenzwerte liegen für den genannten Zweck aber nicht vor.

In Abschnitt 6.4 ist ein mögliches methodisches Vorgehen zur Bestimmung eines minimal zulässigen Umfangs zu prüfender Strukturelemente dargestellt.

Im vorliegenden Berichtsabschnitt sind die Aspekte unserer Untersuchungen zusammenfassend dargestellt, aus denen die Anwendbarkeit der probabilistischen Modelle abgeleitet wurde.

6.1 Repräsentative Komponenten

Wir haben anhand „repräsentativer Komponenten“ den Einfluss der wesentlichen Aspekte probabilistischer bruchmechanischer Berechnungen sowie probabilistischer Sicherheitsanalysen betrachtet. Im Arbeitspaket 1 haben wir die Auswahl repräsentativer Komponenten vorgenommen. Wir haben für die Auswahl Kriterien angewandt, die es ermöglichen die wesentlichen Aspekte der probabilistischen bruchmechanischen Berechnungen zu untersuchen. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen haben wir in Abschnitt 6.2 zusammengefasst. Die Tabellen 5-1 und 5-2 zeigen Zusammenstellungen der repräsentativen Komponenten für Behälter und Rohrleitungen.

Diese repräsentativen Komponenten haben wir auch für die Untersuchung probabilistischer Sicherheitsanalysen verwendet. Dadurch ist in den Beispielrechnungen für die Bestimmung der probabilistischen Wertigkeiten nicht jedes Komponentenmodell enthalten, das zur Analyse der Wertigkeit passiver Komponenten eines KKW erforderlich ist. Wir begründen diese Einschränkung zum einen mit der methodischen Vergleichbarkeit von PSA für US-amerikanische und deutsche PSA und zum anderen mit der Transparenz der Modelle zur Berücksichtigung passiver Komponenten, die dazu führt, dass die Bewertungen für die analysierten Beispiele sinngemäß auch auf die nicht behandelten Modelle einfach übertragbar sind.

Tabelle 5-1: Repräsentative Komponenten für Behälter im Rahmen der Untersuchungen zur Überprüfung von Prüfkonzepten für passive mechanische Komponenten

Komponente	Anlage (Typ)	ausgewählte Segmente (Auswertorte)	Systembereich	Werkstoffe	Prüfumfang nach KTA 3201.4, Kap. 5 (DFU) bzw. KTA 3211.4, Kap. 4 (äußere Systeme)				
					Prüfverfahren	Fehlerorient.	Prüfumfang	Prüfintervalle	KTA-Tabelle
Reaktordruckbehälter (RDB)	DWR	- Corenaht - Flanschanschlussnaht	DFU	Ferrit	US	Längs-, Querfehler	gesamte Länge, gesamtes Volumen einschl. Oberflächen mit oberflächennahen Bereichen	5 (4) Jahre ⁴	5-1
Dampferzeuger (DE)	DWR	Primäreintrittsstutzen (Stutzeneinschweißnaht)	DFU	Ferrit	US oder MP	Längs-, Querfehler	äußere und innere Oberfl. mit oberflächennahem Bereich über gesamte Nahtlänge	innerhalb von 5 (4) Jahren ⁴ halbe Anzahl der DE, in 2 aufeinander folgenden Prüfintervallen von je 5 (4) Jahren ⁴ alle DE	5-3
		Rohrboden mit Entlastungsnut	DFU ⁵	Ferrit	US	Umfangsfehler	Rundung im Übergang Rohrplatte/Sekundärmantel, innere Oberfläche mit oberflächennahem Bereich des gesamten Umfangs		5-4

⁴ Siehe KTA 3201.4 Kapitel 5.3 (7)

⁵ Der Sekundärmantel der Dampferzeuger ist hinsichtlich der Werkstoffauswahl, der Auslegungsgrundsätze, der Qualitätssicherung, der Fertigungskontrolle und der wiederkehrenden Prüfungen ebenso wie die Druckführende Umschließung zu behandeln /RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren/

Komponente	Anlage (Typ)	ausgewählte Segmente (Auswertorte)	Systembereich	Werkstoffe	Prüfumfang nach KTA 3201.4, Kap. 5 (DFU) bzw. KTA 3211.4, Kap. 4 (äußere Systeme)				
					Prüfverfahren	Fehlerorient.	Prüfumfang	Prüfintervalle	KTA-Tabelle
Druckspeicher	DWR	Stutzen (Schweißnaht)	äußere Systeme	Ferrit	Oberflächenprüfung, z. B.: - MRV	Keine Festlegungen	repräsentative Stellen (z. B. Schweißnähte)	- 8 Jahre im Zusammenhang mit Druckprobe - 4 Jahre (Stichproben an repräsentativen Stellen, z. B. solchen hoher Beanspruchung), zusätzlich Sichtprüfung	4-1
Volumenausgleichsbehälter	DWR	Stutzen (Schweißnaht)	äußere Systeme	Austenit	- FE - US - WS - DS - SP				

Tabelle 5-2: Repräsentative Komponenten für Rohrleitungen im Rahmen der Untersuchungen zur Überprüfung von Prüfkonzepten für passive mechanische Komponenten

Komponente	Anlage (Typ)	ausgewählte Segmente (Auswerteorte)	Systembereich	Werkstoffe	Nennweite	Prüfumfang nach KTA 3201.4, Kap. 5 (DFU) bzw. KTA 3211.4, Kap. 4 (äußere Systeme)			
						Prüfverfahren ⁶	Prüfumfang	Prüfintervalle	KTA-Tabelle
Kühlmittelreinigungssystem TC	SWR	- T-Stück - Bögen	DFU	Austenit	<DN 150 >DN 50	FE, US od. DS	20% aller Verbindungs-/Anschlussnähte, Prüfung auf Längsfehler, äußere und innere Oberfläche mit oberflächennahem Bereich über gesamte Nahtlänge	Prüfumfang darf auf 2 aufeinanderfolgende Prüfintervalle von je 5 (4) Jahren ⁴⁷ aufgeteilt werden	5-7
Nachspeisensystem TM	SWR	- T-Stück - Bogen	äußere Systeme	Ferrit ⁸	<DN 150 >DN 50	Oberflächenprüfung	15 % aller Rohrleitungsnahte, äußere und innere Oberfläche	8 Jahre	4-3
		- Bogen		Austenit		Oberflächenprüfung	10 % der Schweißnähte, äußere und innere Oberfläche	8 Jahre	4-4
Hilfsspeisewasserleitung RL	DWR	- Stutzenanschluss - Bogen - Armaturenanschluss	äußere Systeme	Ferrit	DN 150	Oberflächenprüfung	15 % aller Rohrleitungsnahte, äußere und innere Oberfläche	8 Jahre	4-3

⁶ zusätzlich Sichtprüfung

⁷ Siehe KTA 3201.4 Kapitel 5.3 (7)

⁸ Speisewasser führende Leitung

Komponente	Anlage (Typ)	ausgewählte Segmente (Auswerteorte)	Systembereich	Werkstoffe	Nennweite	Prüfumfang nach KTA 3201.4, Kap. 5 (DFU) bzw. KTA 3211.4, Kap. 4 (äußere Systeme)			
						Prüfverfahren ⁹	Prüfumfang	Prüfintervalle	KTA-Tabelle
Druckentnahmelösungen YP	DWR	- Y-Formstück - Armaturenanschluss	DFU	Austenit	DN 50	anlagenbezogen mit dem Sachverständigen zu regeln (Hinweis in Kap. 5.2.1.6)			
Volumenregelsystem TA	DWR	- T-Stücke - Stutzenanschluss	DFU	Austenit	<DN 50	anlagenbezogen mit dem Sachverständigen zu regeln (Hinweis in Kap. 5.2.1.6)			
			äußere Systeme		<DN 150 >DN 50	Oberflächenprüfung	5 % der Schweißnähte, äußere und innere Oberfläche	8 Jahre	4-4
					<DN 50	Überwachung auf Schäden bei regelmäßigen Kontrollgängen (Hinweis in Kap. 8.4)			

Abkürzungen der Prüfverfahren gemäß KTA 3201.2, Tabelle 2-1:

- DS - Durchstrahlungsprüfverfahren (z. B. Röntgentechnik, Isotopentechnik)
- FE - Eindringverfahren (z. B. Farbeindringprüfung)
- MRV - magnetische Streuflussverfahren (z. B. MP – Magnetpulverprüfung)
- SP - gezielte Sichtprüfung
- US - Ultraschallprüfverfahren
- WS - Wirbelstromprüfverfahren

⁹ zusätzlich Sichtprüfung

6.2 Probabilistische Bruchmechanische Berechnungen

Für die probabilistischen bruchmechanischen Berechnungen müssen folgende Parameter berücksichtigt werden:

- Deterministische strukturmechanische Parameter
- Charakteristische Eingangsgrößen für die probabilistischen strukturmechanischen Berechnungen.

Die erforderlichen strukturmechanischen Parameter haben wir im Arbeitspaket 2 untersucht und in /6/ beschrieben. Im Ergebnis unserer Analysen stellen wir in /6/ zusammenfassend fest:

- Die Ergebnisse der internen Spannungsberechnung in VISA-II geben hinreichend den mittels Finite-Elemente-Methode (FEM) berechneten Spannungsverlauf in der Bauteilwand wieder. Für vom Standardanwendungsfall für VISA-II (ungestörter zylindrischer Behälter mit Wanddicken/Radius-Verhältnis von 1:10) abweichende Bauteilgeometrien sind jedoch zusätzliche Annahmen wie Änderung der Wanddicke, zusätzlicher fiktiver Innendruck oder Änderung des Temperatur-Zeitverlaufs der Transiente zur näherungsweisen Erzeugung des Spannungsverlaufs notwendig.
- Auch bei der Übernahme der Ergebnisse der deterministischen Spannungsrechnungen in pc-PRAISE bestehen keine grundlegenden inhaltlichen Probleme.
- Die Verfügbarkeit von Werkstoffkennwerten für Komponenten in deutschen Kernkraftwerken ist sehr unterschiedlich, wie wir auch speziell für die im Vorhaben untersuchten repräsentativen Komponenten feststellten. Sofern die Kennwerte nicht den Abnahmezeugnissen aus der Errichterzeit entnommen werden können, bleibt nur die Verwendung von spezifizierten Mindestwerten für die Festigkeitskennwerte und die näherungsweise Bestimmung bruchmechanischer Kennwerte über Korrelationsbeziehungen zur Kerbschlagarbeit. Bei Risswachstumsparametern (Ermüdungs- und/oder Korrosionsrisswachstum) kann nur auf nationale bzw. internationale Literatur und internationale Regelwerke zurückgegriffen werden.
- Weder pc-PRAISE noch VISA-II bieten bruchmechanische Lösungen im Rahmen eines 2-Kriterien-Verfahrens an, mit dem die Verbindung der linear-elastischen und elasto-plastischen bruchmechanischen Bewertung mit der Analyse des plastischen Kollaps gelingt. Die Programme sind deshalb nicht für alle bruchmechanischen Versagensmodi zwischen Spröbruch und plastischem Kollaps anwendbar. Somit bleibt der Anwendungsbereich von VISA-II auf Spödruchanalysen, der Anwendungsbereich von pc-PRAISE auf elasto-plastische und Kollapsanalysen beschränkt. Die 2-Kriterien-Verfahren entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik und sind unter Beachtung der jeweiligen Anwendungsbedingungen zur bruchmechanischen Analyse aller Bauteile geeignet. Die Verwendung von 2-Kriterien-Verfahren auch in probabilistischen bruchmechanischen Analysen ist in den letzten Jahren methodisch vorbereitet worden. Eine beabsichtigte Weiter- oder Neuentwicklung probabilistischer bruchmechanischer Analysewerkzeuge sollte daher unbedingt als de-

terministisches bruchmechanisches Fundament ein 2-Kriterien-Verfahren beinhalten.

Die Eingangsgrößen für die probabilistischen strukturmechanischen Berechnungen haben wir im Arbeitspaket 3 bewertet und die Ergebnisse unserer Untersuchungen in /8/ beschrieben. Zusammenfassen stellen wir hierzu in /8/ fest:

- Für alle wesentlichen Eingabegrößen einer bruchmechanischen Analyse der ausgewählten repräsentativen Komponenten, deren Parameterstreuung als Zufallsgröße beschrieben werden kann, können ausreichende und begründete Informationen über die Wahrscheinlichkeitsverteilungen dieser Zufallsgrößen erbracht werden.
- Vor allem die Ergebnisse der Arbeiten in den 1980er Jahren im Rahmen der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke sowie im Projekt "Zuverlässigkeitsberechnung mit Hilfe der probabilistischen Bruchmechanik am Beispiel des Sicherheitseinschlusses von Druckwasserreaktoren" am KfK Karlsruhe, die beide das deutsche Kernkraftwerk Biblis Block B zum Gegenstand hatten, zeigten, dass es grundsätzlich möglich ist, aus den vorhandenen Abnahmeprotokollen und Betriebsdokumentationen anlagenbezogene Wahrscheinlichkeitsverteilungen für die Werkstoffkennwerte und die Fehlergrößen zu generieren.

In den Arbeitspaket 4 und 5 haben wir Simulationsrechnungen durchgeführt sowie den Verifizierungsstand der probabilistischen bruchmechanischen Modellansätze hinsichtlich der Beschreibung der Entstehung und Entwicklung von Schäden untersucht. Wir kommen dabei im Ergebnis unserer Analysen in /10/ zusammenfassend zu folgenden Aussagen:

- Die beiden von uns getesteten Programme pc-PRAISE und VISA-II sind nach unseren Erkenntnissen aus der Bearbeitung des Forschungsvorhabens grundsätzlich geeignet, die relevanten Bauteilgeometrien, Werkstoffe, Belastungen, Schädigungs- und Versagensmechanismen sowie Wiederkehrende Prüfungen in deutschen Kernkraftwerksanlagen abzubilden und berechnete Versagenswahrscheinlichkeiten für eine Bewertung der Effizienz der Wiederkehrenden Prüfungen bereitzustellen.
- Das Programm pc-PRAISE wird in den USA nach wie vor als Standard-Programm für die probabilistische Analyse von KKW-Rohrleitungen verwendet und ständig weiterentwickelt, vor allem im Hinblick auf die Implementierung aktualisierter Annahmen zu Fehlerverteilungen und Fehlerentdeckungswahrscheinlichkeiten, d. h. gerade auch im Hinblick auf die Zielstellung des von uns bearbeiteten Forschungsvorhabens.
- Jedoch haben wir bei beiden Programmen einige Programmmängel, -fehler und -einschränkungen, die nicht in den jeweiligen Handbüchern beschrieben wurden, entdeckt. Diese Probleme bei der Handhabung der Programme haben wir in /10/ erörtert.
- Im Ergebnis der von uns realisierten Variantenrechnungen mit pc-PRAISE zur Ermittlung des Einflusses der einzelnen Eingangsparameter für die Berechnung der Leckwahrscheinlichkeiten von Rohrleitungen stellten wir fest, dass die Anfangsfehlerverteilung und, sofern Spannungsrissskorrosion nicht

ausgeschlossen werden kann, die Korrosionsrisswachstumsparameter den weitaus größten Einfluss auf die Unsicherheiten der berechneten Versagenswahrscheinlichkeiten besitzen. Angesichts des großen Einflusses der Korrosionsrisswachstumsgeschwindigkeiten auf die berechneten Leckwahrscheinlichkeiten von Rohrleitungen ist bei Fortsetzung der Forschungsarbeiten ein Schwerpunkt auf die Gewinnung verifizierter Korrosionsrisswachstumsgeschwindigkeiten für die stabilisierten austenitischen CrNi-Stähle und deren Implementierung in die probabilistischen strukturmechanischen Berechnungsprogramme zu legen.

- Für dickwandige, ferritische Behälter haben wir in unseren VISA-II-Berechnungen die Unsicherheiten bei der Bestimmung der Bruchzähigkeit (Rissinitiierungszähigkeit) K_{Ic} als den Faktor mit dem größten Einfluss auf die Unsicherheiten der berechneten Versagenswahrscheinlichkeit (Sprödbruchwahrscheinlichkeit) ermittelt.
- Weiterhin stellten wir fest, dass durch die Simulation der Wiederkehrenden Prüfungen durch die quantitative Einbeziehung der Fehlerentdeckungswahrscheinlichkeit in die probabilistischen bruchmechanischen Analysen eine rechnerische Bewertung des Einflusses sowohl der Prüfzyklendauer als auch der Qualifikation der zerstörungsfreien Prüfungen auf die Versagenswahrscheinlichkeiten erfolgen kann.

6.3 Probabilistische Wertigkeiten passiver Komponenten in PSA

In Arbeitspaket 4 haben wir ein probabilistisches Modell zur Bewertung der Wertigkeit passiver Komponenten aufgestellt. Dieses Modell umfasst probabilistische Methoden zur Bestimmung der Eintrittshäufigkeit von Lecks oder Brüchen an passiven Strukturelementen sowie Parameter zur Bewertung der sicherheitstechnischen Folgen dieser Lecks und Brüche. Bzgl. der Anwendbarkeit dieses Modells stellen wir in /7/ fest:

- Das vorgestellte Modell kann bzgl. der Verwendung von PSA der Stufe 1 auf deutsche KKW übertragen werden.
- Für die Bestimmung von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten innerhalb dieses Modells mittels probabilistischer strukturmechanischer Rechencodes gelten die Aussagen gemäß Abschnitt 6.2 des vorliegenden Berichtes.
- Die Verwendung von Importanzmaßen ermöglicht, bei der Bewertung der relativen Sicherheitsbedeutung die in den PSA detailliert analysierten Risikobeiträge (Eintrittshäufigkeiten und insbesondere die Konsequenzen von Lecks oder Brüchen) der betrachteten Komponenten zu berücksichtigen.
- Die verwendeten Importanzmaße lassen Schlüsse für zwei grundsätzlich unterschiedliche relative Einflussgrößen zu:
 - Komponenten, bei denen eine Erhöhung der Verfügbarkeit zu einer wesentlichen Verringerung des Risikos führen
 - Komponenten, bei denen eine Verringerung der Verfügbarkeit zu einer wesentlichen Erhöhung des Risikos führen.
- Die Wertebereiche der Importanzmaße „Risikoverminderungsfaktor“ und „Risikoerhöhungsfaktor“, die für die relative Sicherheitseinstufung verwendet werden, müssen in vollständigen Anwendungen verifiziert werden.

- Der Einfluss der Unsicherheiten bei der Bestimmung der Eintrittshäufigkeiten oder -wahrscheinlichkeiten von Lecks und Brüchen kann über die Anwendung eines geeigneten Abschneidekriteriums gering gehalten werden.
- Um die relative Sicherheitsbedeutung der passiven Komponenten bewerten zu können, ist die jeweilige, für das zu betrachtende KKW anzuwendende, integrale Kernschadenshäufigkeit bezogen auf die druckführende Umschließung zu bestimmen. Hierzu müssen alle relevanten Abschnitte passiver Komponenten im festgelegten Betrachtungsumfang eines KKW bewertet werden. Dies kann nur in einer vollständigen Anwendung erfolgen.
- Zur Absicherung der Aussagensicherheit probabilistischer Wertigkeiten sind Sensitivitätsanalysen für die wesentlichen Parameter erforderlich. Hierzu zählen die Eintrittshäufigkeiten und -wahrscheinlichkeiten von Lecks oder Brüchen (u.a. Entfall des Abschneidekriteriums) und die verwendeten bedingten Kernschadenshäufigkeiten oder -wahrscheinlichkeiten.
- Die Bestimmung der probabilistischer Wertigkeiten sollte integraler Bestandteil von Unsicherheitsanalysen im Rahmen der Gesamtvorgehensweise zur Bewertung von Prüfanforderungen sein.

6.4 Methodik zur probabilistischen Bestimmung eines minimal erforderlichen Umfangs zu prüfender Strukturelemente

Im vorliegenden Abschnitt werden die wesentlichen Merkmale eines probabilistischen Modells zur Bestimmung eines minimal erforderlichen Umfangs zu prüfender Strukturelemente aus /1/ an einem Demonstrationsbeispiel erläutert. Das Beispiel erläutert eine mögliche Methodik, stellt aber keine Bewertung einer repräsentativen Komponente im Sinne des Vorhabens SR2394 dar. Auch das probabilistische Entscheidungskriterium ist so gewählt, dass die Merkmale des probabilistischen Modells deutlich werden, ohne dass realistische Prüf- und Sicherheitsanforderungen explizit berücksichtigt wurden.

6.4.1 Aufgabenstellung

Es ist die minimal erforderliche Anzahl zu prüfender Schweißnähte aus einer Gesamtzahl von $N = 8$ Schweißnähten durch Vergleich mit einem vorgegebenen probabilistischen Entscheidungskriterium zu bestimmen (siehe Abschnitt 6.4.2).

Es wird dabei die Wahrscheinlichkeit bestimmt, mit der aus dem Nachweis von Rissen durch Prüfungen der einzelnen Schweißnähte auf das Vorhandensein von Rissen in allen zu betrachtenden Schweißnähten sowie die Leckwahrscheinlichkeit geschlossen werden kann. Dabei wird die Wahrscheinlichkeit für Risse in allen zu betrachtenden Schweißnähten ($N = 8$) aus der Risswahrscheinlichkeit einer Schweißnaht und dem Ergebnis der Prüfung von 2 Schweißnähten (Stichprobe) bestimmt.

6.4.2 Entscheidungskriterium

Zu Demonstrationszwecken wird hier als probabilistischer Entscheidungsmaßstab eine mittlere Leckhäufigkeit festgelegt. Die zur Bestimmung der Leckhäufigkeit berechnete Leckwahrscheinlichkeit ist, ebenfalls zur Demonstration der Methodik, Beispiel 4 aus /3/ entnommen:

Tabelle 6.4-1: Leckwahrscheinlichkeit und mittlere Leckhäufigkeit pro Schweißnaht, Beispiel 4 aus /3/

Betrachtungszeitraum [a]	Leckwahrscheinlichkeit im Betrachtungszeitraum	Standardabweichung σ	Mittlere Leckhäufigkeit f_0 [a^{-1}]
30	1E-8	4,1E-10	3,3E-10

Als Entscheidungskriterium wird eine Wahrscheinlichkeit P_0 vorgegeben, mit der eine ebenfalls festgelegte Leckhäufigkeit f_0 überschritten wird. Die Leckwahrscheinlichkeit ergibt sich aus der Wahrscheinlichkeit für das Vorhandensein von Rissen und der Wahrscheinlichkeit dafür, dass sich diese Risse zu einem Leck entwickeln. Eine Leckhäufigkeit wird aus der Leckwahrscheinlichkeit berechnet unter der Voraussetzung, dass die Leckwahrscheinlichkeit klein ist und näherungsweise pro Schweißnaht und Jahr nur 1 Leck auftreten kann. Der Wert für die Leckhäufigkeit wird durch Division der Leckwahrscheinlichkeit durch die angesetzte Betriebszeit (hier 30 a) bestimmt. Die Risswahrscheinlichkeit berechnet sich aus der Wahrscheinlichkeit für erkannte Risse in der Stichprobe (hier Prüfung von 2 Schweißnähten). Aus dem Beispiel leitet sich im Vergleich mit dem Entscheidungskriterium ab, dass die Prüfung von 2 zufällig ausgewählten Schweißnähten keine Risse nachweisen dürfen. Es ergibt sich folgendes Entscheidungskriterium:

- Leckhäufigkeit $\leq 1E-10 a^{-1}$
- Statistische Sicherheit $\geq 95\%$.

6.4.3 Methodik

Nachfolgend wird die Berechnungsmethodik beispielhaft erläutert.

Wahrscheinlichkeit für Anfangsrisse

Es wird die Wahrscheinlichkeit P_{iec}^{icd} für Anfangsrisse einer Tiefe von $a \geq 10\%$ der Wanddicke s - entsprechend $a/s \geq 0,1$ - bestimmt¹⁰.

Die Wahrscheinlichkeit P_{iec}^{icd} ergibt sich aus der Wahrscheinlichkeit für das Vorhandensein von Rissen und der bedingten Wahrscheinlichkeit für Risstiefen $\geq 0,1 s$ in einer beliebigen der zu betrachtenden Schweißnähte:

Tabelle 6.4-2

Wahrscheinlichkeit für das Vorhandensein von Rissen in einer Schweißnaht ¹¹	bedingten Wahrscheinlichkeit für Risstiefen $\geq 0,1 s$ (s -Wanddicke)	Wahrscheinlichkeit für Anfangsrisse eine Tiefe von $\geq 10\%$ der Wanddicke
P^{icd}	P_{iec}	P_{iec}^{icd}
1,0E-2	3,5E-1	3,5E-3

¹⁰ Hier ist der Einfachheit halber nur ein Rissparameter betrachtet worden. Andere Parameter können auch Einfluss haben (z.B. das Verhältnis von Risstiefe zu Risslänge).

¹¹ Die Wahrscheinlichkeit von 1 Riss entspricht ungefähr der Wahrscheinlichkeit für mehr als keinen Riss

A-priori-Risswahrscheinlichkeit

Die A-priori-Risswahrscheinlichkeit P_{prior} bezeichnet die Risswahrscheinlichkeit vor der Durchführung von Prüfungen.

Es wird die Wahrscheinlichkeit bestimmt mit der $n_i = 0, 1, \dots, 8$ Risse der Tiefe $\geq 0,1$ s in der Gesamtheit der zu betrachtenden Schweißnähte (hier $N = 8$) auftreten. Dies wird mittels einer Binomialverteilung berechnet:

Tabelle 6.4-3

Rissanzahl in der Gesamtheit	Wahrscheinlichkeit für n_i Risse	Wahrscheinlichkeit für Risse $\leq n_i$	Wahrscheinlichkeit für Risse $> n_i$
n_i	$P_{\text{prior}}(n_i)$	$P_{\text{prior}}(\leq n_i)$	$P_{\text{prior}}(> n_i)$
0	9,72E-01	9,723E-01	2,766E-02
1	2,73E-02	9,997E-01	3,382E-04
2	3,36E-04	1,000E+00	2,370E-06
3	2,36E-06	1	1,039E-08
4	1,04E-08	1	2,916E-11
5	2,91E-11	1	5,074E-14
6	5,11E-14	1	0
7	5,13E-17	1	0
8	2,25E-20	1	0

Leckhäufigkeit

Wie oben ausgeführt, führen unter den angenommenen Bedingungen Risse in 30 Jahren mit einer Wahrscheinlichkeit von $1E-8$ zum Leck. Hieraus ergibt sich eine mittlere Leckhäufigkeit von $f(n_i=1) = 3E-10 \text{ a}^{-1}$.

Entsprechend ergeben sich durch Multiplikation mit der Anzahl der Risse die Leckhäufigkeiten für n_i Risse in der zu betrachtenden Gesamtheit:

Tabelle 6.4-4

Rissanzahl in der Gesamtheit	Leckhäufigkeit
n_i	$f(n_i) [\text{a}^{-1}]$
0	0
1	3E-10
2	6E-10
3	9E-10
4	1,2E-9
5	1,5E-9
6	1,8E-9
7	2,1E-9
8	2,4E-9

Likelihood und A-Posteriori-Wahrscheinlichkeit

In der Interpretation der BAYES-Statistik wird die A-posteriori-Leckwahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung der Schweißnahtprüfung bestimmt. Hierzu ist die Likelihood gesucht, die die Wahrscheinlichkeit dafür angibt, dass in dem Prüfumfang 0 Risse nachgewiesen werden, wenn in der Gesamtheit (8 Schweißnähte) n_i Risse vorhanden sind. Durch Multiplikation mit der A-priori-Wahrscheinlichkeit und Division durch die Summe aller zu betrachtenden Teilmengen ergibt sich die A-posteriori-Wahrscheinlichkeit (BAYES-Formel):

Tabelle 6.4-5

Rissanzahl in der Gesamtheit	Wahrscheinlichkeit für n_i Risse	Likelihood 0 Risse in Stichprobe n_i Risse in Gesamtheit	Wahrscheinlichkeit für n_i Risse in der Gesamtheit, wenn 0 Risse in der Stichprobe	Wahrscheinlichkeit für $>n_i$ Risse in der Gesamtheit, wenn 0 Risse in der Stichprobe
n_i	$P_{\text{prior}}(n_i)$	$L(n_i)$	$P_{\text{posterior}}(n_i)$	$P_{\text{posterior}}(> n_i)$
0	9,72E-01	1,00E+00	9,79E-01	2,082E-02
1	2,73E-02	7,50E-01	2,06E-02	1,820E-04
2	3,36E-04	5,36E-01	1,81E-04	8,508E-07
3	2,36E-06	3,57E-01	8,49E-07	2,238E-09
4	1,04E-08	2,14E-01	2,24E-09	3,142E-12
5	2,91E-11	1,07E-01	3,14E-12	1,776E-15
6	5,11E-14	3,57E-02	1,84E-15	0
7	5,13E-17			
8	2,25E-20			
Summe				

Das Ergebnis zeigt, dass mit einer Wahrscheinlichkeit von 2E-2 in der betrachteten Gesamtheit von 8 Schweißnähten Risse vorliegen, falls in 2 Schweißnähten keine Risse vorhanden sind. Es ist dabei nicht berücksichtigt, dass bei der Prüfung Risse möglicherweise nicht erkannt werden.

Rissnachweiswahrscheinlichkeit

Risse in Schweißnähten werden möglicherweise nicht 100%ig erkannt. Für die Nichterkennwahrscheinlichkeit wird hier zu Demonstrationszwecken

$$P_{\text{non-det}} = 0,689$$

angesetzt.

Das Entscheidungskriterium (siehe Tabelle 6.4-4) ist nicht eingehalten, wenn 1 oder mehrere Risse in einer der getesteten Schweißnähte nachgewiesen wurden, wohingegen es erfüllt ist, wenn in keiner der beiden getesteten Schweißnähte Risse nachgewiesen wurden. Die Wahrscheinlichkeit dafür, dass das Prüfergebnis „0 Risse“ ist, obwohl in der Gesamtheit Risse vorhanden sind, ergibt sich wie in Tabelle 6.4-6 beschrieben.

Tabelle 6.4-6

Möglichkeit 1	Riss in der Gesamtheit (8 Schweißnähte) und kein Riss im Prüfergebnis	$P(1) = P_{\text{prob-non-det}}(0,2,1,8) = 0,75$
Möglichkeit 2	Riss in der Gesamtheit (8 Schweißnähte) bei Riss im Prüfergebnis, der nicht nachgewiesen wurde	$P(2) = P_{\text{prob-non-det}}(1,2,1,8) * P_{\text{non-det}} = 0,25 * 0,689$ $P(2) = 0,172$
Wahrscheinlichkeit für 0 nachgewiesene Risse in der Stichprobe, wenn Riss in Gesamtheit		$P_{\text{corr}}(1+2) \leq 0,922$

P_{corr} bildet den Korrekturwert für die Likelihood zur Beschreibung der Wahrscheinlichkeit für 0 Risse in der Stichprobe, wenn 1 Riss in der Gesamtheit ist und eine Wahrscheinlichkeit von $P_{\text{non-det}} = 0,689$ besteht, Risse in einer Schweißnaht nicht nachzuweisen. Damit verringert sich – bei 0 nachgewiesenen Rissen in der Stichprobe von 2 Schweißnähten - die Wahrscheinlichkeit für 0 Risse in der Gesamtheit von 97,9% auf 97,5% bzw. erhöht sich die Wahrscheinlichkeit für Risse in der Gesamtheit von $2,1E-2$ auf $2,5E-2$.

6.4.4 Vergleich mit dem probabilistischen Entscheidungskriterium

Die Einhaltung des Entscheidungskriteriums kann gemäß Tabelle 6.4-4 nur gewährleistet werden, wenn in der Gesamtheit keine Risse vorhanden sind. Weiter sei festgelegt, dass die statistische Sicherheit für den Nachweis dieser Aussage 95% sei, d.h. eine Wahrscheinlichkeit von $5E-2$ für Risse in der Gesamtheit wäre zulässig. Dies wäre bei der Prüfaussage „keine Risse“ – und der daraus berechneten Wahrscheinlichkeit für Risse in der Gesamtheit von $2,5E-2$ - erfüllt. Das Prüfziel würde somit erreicht, wenn die Prüfung von zwei zufällig aus 8 ausgewählten Schweißnähten unter den Bedingungen des vorliegenden Beispiels das Prüfergebnis „keine Risse“ ergäbe.

7 Risikoorientierte Prüfkonzepete in konventionellen Industriebereichen

In konventionellen Industriebereichen finden sich Risikoorientierte Prüfkonzepete (RBI) vor allem in der Erdöl/Erdgasindustrie (hier insbesondere in Raffinerien), in der Chemieindustrie, der Bahnindustrie sowie im Bereich der Energieversorgung (Kraftwerke, Netze). Einen Überblick über Anwendungen in diesen Bereichen finden sich z.B. in /13/, /12/, /14/, /15/, /16/, /17/.

Der RBI-Prozess umfasst Bewertungen des Risikos und Verfahren zur Optimierung von Inspektionsmaßnahmen. Die Risikobewertungen richten sich auf die Schadenshäufig-

keit und das Schadensausmaß. Methodische Überblicksdarstellungen finden sich z.B. in /11/, /18/, /19/, /20/.

Die Bestimmung des Schadensausmaßes im Sinne des Sicherheitsnachweises sowie von Schadenshäufigkeiten erfolgt hauptsächlich qualitativ gegebenenfalls unter Einbeziehung einiger quantitativer Parameter. In den überwiegenden Fällen werden qualitative Verfahren als für die RBI-Analyse ausreichend betrachtet. Sie gelten deshalb als generell anzuwendende Verfahren. Quantitative Verfahren verwenden probabilistische Methoden. Die probabilistischen Methoden umfassen sowohl Verfahren der Systemanalyse (z.B. Fehlerbaum-, Ereignisbaumanalysen) als auch wahrscheinlichkeitstheoretische Verfahren zur Auswertung stochastischer Daten. Die probabilistische Methoden sind i.a. gegenüber qualitativen Verfahren mit beträchtlich größeren Aufwänden verbunden. Quantitative Bewertungen können generische und anlagenspezifische Aussagen beinhalten. Quantitative Bewertungen werden in begründeten Einzelfällen angewandt. Zur Begründung werden auch Kosten-Nutzen-Betrachtungen herangezogen.

Im Folgenden wird als Beispiel ein kurzer Überblick über die für Erdölraffinerien verwendete Methodik zur risikoorientierten Inspektionsplanung (RBI) für passive Komponenten gegeben (siehe z.B. /13/).

Die hier dargestellte RBI-Methodik wurde für diese Anwendungen auf Basis der Empfehlungen des American Petroleum Instituts /23/ entwickelt. Abbildung 6-1 gibt einen Überblick über den RBI-Prozess.

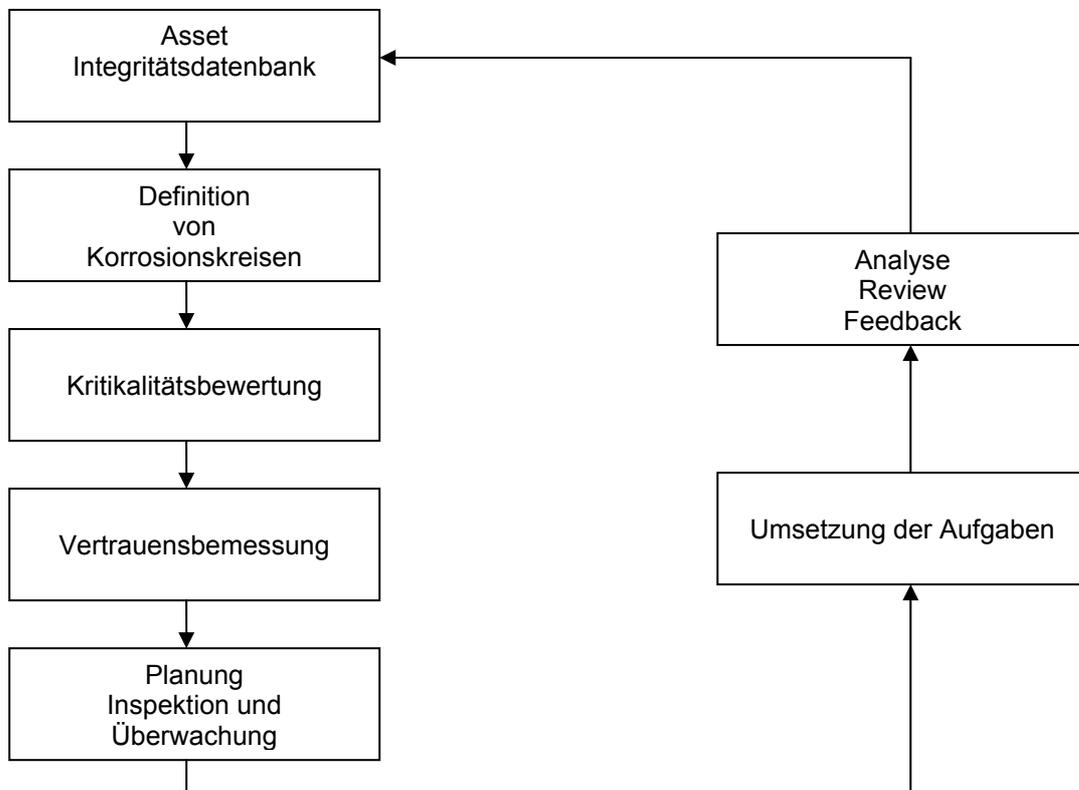


Abbildung 6-1: RBI-Methodik zur Inspektionsplanung für passive Komponenten in Erdölraffinerien

In der Asset-Integritätsdatenbank sind alle Anlagendaten gesammelt, die für die RBI-Bewertung erforderlich sind.

Zur strukturierten RBI-Analyse werden Korrosionskreise definiert. Für jeden der festgelegten Korrosionskreise wird dann eine detaillierte RBI-Bewertung vorgenommen. Die Druckbehälter und Rohrleitungen werden den Korrosionskreisen nach folgenden Gesichtspunkten zugeordnet:

- Die Komponenten unterliegen ähnliche Prozessbedingungen.
- Sie sind durch spezifische Korrosionsmechanismen gekennzeichnet.
- Sie bestehen aus ähnlichen Materialien.

Die Kritikalitätsbewertung erfolgt anhand einer Kritikalitätsmatrix, die als Einflussfaktoren die Anfälligkeit der Komponenten gegenüber den relevanten Schadensmechanismen sowie die aufgrund der Verletzung der Komponentenintegrität möglicherweise entstehenden Konsequenzen enthält. Neben der Kritikalitätsbewertung wird eine Vertrauensbemessung vorgenommen. Die Vertrauensbemessung berücksichtigt die Unsicherheiten der Kritikalitätsbewertung.

Den RBI-Bewertungen (Kritikalität und Vertrauensbemessung) werden verschiedene Inspektionsstrategien zugeordnet, anhand derer Inspektions- und Instandhaltungsmaß-

nahmen sowie Wertebereiche für zu überwachende Korrosions- und Prozessparameter abgeleitet werden.

Für die so festgelegten Inspektionsmaßnahmen erfolgt eine Umsetzung im betrieblichen Management sowie Review und Feedback.

Bei der Umsetzung der aus den RBI-Ergebnissen abgeleiteten Inspektions- und Instandhaltungsmaßnahmen sind allgemeine Anwendungsbedingungen einzuhalten. Eine Verletzung dieser Anwendungsbedingungen führt dazu, dass die Ergebnisse der RBI-Analyse nicht mehr gültig sind.

Die aus den RBI-Ergebnissen abgeleiteten Überwachungsmaßnahmen gelten nur bei Einhaltung der in den RBI-Ergebnissen angegebenen Wertebereiche für die Korrosions- und Prozessparameter. Hierzu sind entsprechende Überwachungsmaßnahmen für die Prozessführung umzusetzen. Wenn sich die Fahrweisen in der Anlage wesentlich ändern, ist eine Aktualisierung der RBI-Analyse erforderlich.

Zur Gewährleistung der Einhaltung der RBI-Anwendungsbedingungen sind geeignete Organisationsmaßnahmen im betrieblichen Management umzusetzen. Zu diesen Maßnahmen zählen neben den Maßnahmen zur Überwachung der Prozess- und Korrosionsparameter auch die

- Umsetzung der erforderlichen Fahrweisen
- Umsetzung der RBI-Ergebnisse in den Inspektions- und Instandhaltungsprogrammen
- Aktualisierung der Inspektions- und Instandhaltungsprogramme
- Aktualisierung der RBI-Analysen bei wesentlichen Änderungen der Fahrweisen
- Aktualisierung der RBI-Analysen zu festen Zeitpunkten (z.B. zu den Fristen wiederkehrender Prüfungen).

8 Zusammenfassung

Für US-amerikanische Kernkraftwerke mit Druck- und Siedewasserreaktoren liegen Analysen vor, die zeigen, dass mit risikoorientierten Bewertungsverfahren Präzisionen der geltenden Prüfvorschriften erzielt werden können /2/. Die Ergebnisse der Bewertungen betreffen den erforderlichen Prüfumfang und die Auswahl der zu prüfenden Strukturelemente von Rohrleitungen. Die Analysen stützen sich auf methodische Vorgehensweisen, die von der NRC und der Industrie entwickelt wurden und auch probabilistische Analysemethoden für Rohrleitungen und Behälter enthalten /1/, /2/, /22/.

Wir haben im Vorhaben SR 2394 untersucht, unter welchen Bedingungen die Möglichkeit besteht, die US-amerikanischen Vorgehensweisen auf Rohrleitungen und Behälter zu übertragen, die den Verhältnissen deutscher Kernkraftwerke mit Druck- und Siedewasserreaktoren unterliegen.

Mit den KTA 3201.4 und 3211.4 liegen allgemeine Vorschriften über wiederkehrende Prüfungen für Komponenten des Primärkreises sowie druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises vor. Die im Vorhaben SR 2394 betrachteten Betriebserfahrungen von Kernkraftwerken mit Druck- und Siedewasserreaktoren können - bzgl. der Zielstellung des Vorhabens SR 2394 - als ausreichend repräsentative Stichprobe für die zu betrachtende Gesamtheit von Betriebserfahrungen deutscher Kernkraftwerke angesehen werden. Sie zeigen aber keine ausrei-

chende statistische Signifikanz, die allein aus der statistischen Auswertung der Betriebserfahrungen gesicherte Rückschlüsse auf eventuell erforderliche Änderungen von Prüfumfängen und -intervallen im Regelwerk auf Grund von probabilistischen Aussagen zulassen würde. Die für deutsche Kernkraftwerke vorliegenden Probabilistischen Sicherheitsanalysen weisen aber in Ergänzung zu den deterministischen Sicherheitsanalysen umfangreiche quantitative und qualitative sicherheitstechnische Bewertungen aus. Darüber hinaus liegen strukturmechanische Modelle und Berechnungsergebnisse vor, die ergänzende spezifische Betriebserfahrungen mit Rohrleitungen und Behältern ausweisen.

Wir kommen deshalb im Ergebnis der Untersuchungen im Vorhaben SR 2394 auf dieser Grundlage und in Verbindung mit den vorliegenden generischen Betriebserfahrungen für Kernkraftwerke sowie den US-amerikanischen Anwendungen risikoorientierter Bewertungsmethoden für Prüfverfahren zu der Aussage, dass die von uns analysierten risikoorientierten Methoden es ermöglichen, notwendige Präzisierungen von Anforderungen an Prüfumfänge - einschließlich der Auswahl von Prüforten - für passive Komponenten anlagenspezifisch für deutsche Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren vorzunehmen. Für die Quantifizierung von Prüfintervallen sehen wir die von uns betrachteten probabilistischen Methoden wegen der mit ihnen verbundenen Unsicherheiten als nicht geeignet an. Wir betrachten das Vorliegen von Ergebnissen anlagenspezifischer risikoorientierter Analysen für den kompletten zu betrachtenden Umfang passiver Komponenten in Kernkraftwerken als Voraussetzung, um die generellen Vorschriften über Prüfumfänge, wie sie in den KTA 3201.4 und 3211.4 festgelegt sind, risikoorientiert überprüfen zu können.

Damit die Präzisierungen der Prüfumfänge den sicherheitstechnischen Anforderungen entsprechen, müssen sie bestimmte methodische Bedingungen erfüllen, die wir im Ergebnis unserer Untersuchungen formuliert haben. Diese Bedingungen betreffen die Vorgehensweise der risikoorientierten Bewertung, Einzelheiten der verwendeten Modelle sowie erforderliche Weiterentwicklungen der probabilistischen bruchmechanischen Rechenverfahren und -modelle. Wir haben hierzu die Anforderungen an die Gesamtverfahrensweise formuliert sowie die probabilistischen Verfahren und Modelle zur Bewertung der Fehlerfolgen, Fehleranfälligkeit und des Risikos im Detail bewertet.

Wir haben entsprechend der Aufgabenstellung für das Vorhaben SR 2394 keine Detailbewertung der deterministischen Elemente der risikoorientierten Vorgehensweise vorgenommen. Die Festlegung der Anforderungen an die deterministischen Elemente betrachten wir aber als weitere wichtige Voraussetzung für die Anwendung des Gesamtkonzeptes im Rahmen der Überprüfung von Prüfkonzepten.

Unsere Untersuchungen weisen technische Anforderungen sowie eine grundlegende Vorgehensweise für eine risikoorientierte Bewertung von Prüfumfängen für Rohrleitungen und Behälter in deutschen Kernkraftwerken mit Druck- und Siedewasserreaktoren aus. Darüber hinaus ergeben sich aus unseren Untersuchungen Notwendigkeiten für weitere Entwicklungen der probabilistischen bruchmechanischen Modelle. Eine anforderungsgerechte Anwendung erfordert neben den erforderlichen Entwicklungen ein technisches Gesamtkonzept, das neben den von uns formulierten probabilistischen Anforderungen auch detaillierte Anforderungen an die deterministischen Elemente enthält. Wir kommen im Ergebnis unserer Untersuchungen zu der Aussage, dass ein solches

Gesamtkonzept für die Bedingungen deutscher Kernkraftwerke erfolgreich erstellt werden kann.

9 Referenzen

- /1/ U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research: Technical Elements of Risk-Informed Inservice Inspection Programs for Piping, Draft Report; NUREG-1661, January 1999
- /2/ Westinghouse Energy Systems: Westinghouse Owners Group, Application of Risk-Informed Methods to Piping Inservice Inspection, Topical Report; WCAP-14572, Revision 1-NP-A, February 1999
- /3/ Theoretical and User's Manual for pc-PRAISE. A Probabilistic Fracture Mechanics Computer Code for Piping Reliability Analysis; NUREG/CR5864
- /4/ VISA-II – A Computer Code for Predicting the Probability of Reactor Pressure Vessel Failure, NUREG/CR-4486, PNL-5775, March 1986
- /5/ TÜV Nord Gruppe: Zwischenbericht 31-12-2001 zum Abschluss des Arbeitspaket 1 des Vorhabens SR 2394; Hamburg, 04.02.2002
- /6/ TÜV Nord Gruppe: „Deterministische strukturmechanische Parameterverläufe als Grundlage für die Ableitung der Eingangsgrößen der probabilistischen strukturmechanischen Analysen“, Ergebnisbericht zum Arbeitspaket 2 des Vorhabens SR 2394; Hamburg, 31.07.2003
- /7/ TÜV Nord Gruppe: „Bestimmung der probabilistischen Wertigkeiten der repräsentativen Komponenten auf Basis der betrachteten PSA“, Ergebnisbericht zum Arbeitspaket 4 des Vorhabens SR 2394; Hamburg, 31.07.2003
- /8/ TÜV Nord Gruppe: „Verläufe der Eingangsparameter für die probabilistische strukturmechanische Analyse“, Ergebnisbericht zum Arbeitspaket 3 des Vorhabens SR 2394; Hamburg, 31.07.2003
- /9/ TÜV Nord Gruppe: „Durchführung und Bewertung der Simulationsrechnungen“, Ergebnisbericht zum Arbeitspaket 4 „Durchführung der Simulationsrechnungen“ sowie Arbeitspaket 5 „Bewertung der Modellansätze hinsichtlich ihres Verifizierungsstandes“ des Vorhabens SR 2394; Hamburg, 31.07.2003
- /10/ TÜV Nord Gruppe: „Bewertung der Modellansätze hinsichtlich ihres Verifizierungsstandes“, Ergebnisbericht zum Arbeitspaket 5 „Bewertung der Berücksichtigung passiver Komponenten in den betrachteten PSA“ des Vorhabens SR 2394; Hamburg, 31.07.2003
- /11/ Muhlbauer: Pipeline Risk Management Manual, 1996
- /12/ Bahnanwendungen - Spezifikation und Nachweis der Zuverlässigkeit, Verfügbarkeit, Instandhaltbarkeit, Sicherheit (RAMS); Deutsche Fassung EN 50126:199, DIN EN 50126, Ausgabe:2000-03
- /13/ Risikobasierte Inspektion in der Shell Raffinerie Harburg, H.J. Bouman, K. Beck, Instandhaltung 116. Jahrgang, Heft 10, Oktober 2000
- /14/ C. Jäger: „Risikokoordinierte Instandhaltung (RKI)“; Vortrag auf der EUROFORUM Konferenz *Instandhaltung in der chemischen und petrochemischen Industrie* 26. und 27. April 2001, Wiesbaden

- /15/ K. Haferkamp: „Risikobasierte Prüffristen“; Vortrag auf der EUROFORUM Konferenz *Instandhaltung in der chemischen und petrochemischen Industrie* 26. und 27. April 2001, Wiesbaden
- /16/ W. Arnold: „Instandhaltung während des Prozessanlagenbetriebs – Planung und Durchführung in der Erdgasaufbereitungsanlage Großenkneten“; Vortrag auf der EUROFORUM Konferenz *Instandhaltung in der chemischen und petrochemischen Industrie* 26. und 27. April 2001, Wiesbaden
- /17/ G. Krämer: „Effektiv Instandhalten? Modell zur Ermittlung einer zustandsbezogenen, kostenorientierten Instandhaltungsstrategie“: VGB KraftwerksTechnik 12/99, S. 72
- /18/ Balfanz, H.-P., Rumpf, J: “Lessons Learned from RAMS of Pump Stations of a Pipeline System under the Circumstances of Uncertain Reliability Data”, PSAM 5 International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, Osaka, Japan, 27.11. - 01.12.2000
- /19/ Rumpf, J., Balfanz, H.-P., Marrek, K.-H.: “RAMS - Audit for Improving Risk-Based decision Making, Experiences of application from a Gas Pipeline System”, EU-Workshop „Promotion of Technical Harmonization Risk-based Decision Making“, May 22 - 24, 2000, Stresa, Italy
- /20/ Rumpf, J. et al.: “RAMS - Audit for Improving Risk-Based decision Making” (in Ukrainian); *Nefta i Gas* 6(24)2000
- /21/ Rumpf, J.: “Reliability Based Inspections of Safety Systems in NPP”; in: *Safety and Reliability*, Schueller & Kafka (eds) 1999 Balkema, Rotterdam
- /22/ EPRI : “Risk-informed Inservice Inspection Evaluation Procedure”, EPRI TR-106706, 1996
- /23/ American Petroleum Institute: Risk-Based Inspection Base Resource Document, API Publication 581, First Edition, May 2000

10 Teilberichte

Teilbericht 1 (Abschluss Arbeitspaket 2):

Ergebnisbericht „Deterministische strukturmechanische Parameterverläufe als Grundlage für die Ableitung der Eingangsgrößen der probabilistischen strukturmechanischen Analysen“

Teilbericht 2 (Abschluss Arbeitspaket 3):

Ergebnisbericht „Verläufe der Eingangsparameter für die probabilistische strukturmechanische Analyse“

Teilbericht 3 (Abschluss Arbeitspaket 4):

Ergebnisbericht „Bestimmung der probabilistischen Wertigkeiten der repräsentativen Komponenten auf Basis der betrachteten PSA“

Teilbericht 4 (Abschluss Arbeitspaket 4/5):

Ergebnisbericht „Durchführung und Bewertung der Simulationsrechnungen“

Teilbericht 5 (Abschluss Arbeitspaket 5):

Ergebnisbericht: „Bewertung der Berücksichtigung passiver Komponenten in den betrachteten PSA“

11 Anlagen

Anlage 1: Abkürzungsverzeichnis

Anlage 2: Erfolgskontrollbericht

Die Anlagen können beim TÜV Nord eingesehen werden